

Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo

# Curso de Segurança quanto à Criticalidade Nuclear

Noções básicas da Cultura de Segurança em Criticalidade Nuclear.

Andrea Sanchez Del Pozzo e Alfredo Abe  
06 e 07 de maio de 2015

## ÍNDICE

|                                                                                   |    |
|-----------------------------------------------------------------------------------|----|
| I - Introdução                                                                    | 3  |
| II – Fissão Nuclear                                                               | 5  |
| III – Fator de Multiplicação Infinita de Nêutrons                                 | 9  |
| III.1 – Parâmetros que Influenciam o Fator de Multiplicação Infinita $k_{\infty}$ | 9  |
| III.2 – A Fórmula do Quatro-Fatores                                               | 15 |
| III.3 – Fator de Multiplicação Efetiva                                            | 15 |
| III.3.1 – Perda de nêutrons devido a fuga                                         | 16 |
| III.3.2 – Influências na fuga                                                     | 19 |
| IV – Parâmetros Importantes para Criticalidade                                    | 21 |
| V – Fatores que afetam os Parâmetros de Subcriticalidade                          | 23 |
| VI – Metodologia de Análise                                                       | 24 |
| VII – Ferramentas para análise de Criticalidade                                   | 25 |
| VIII – Como Evitar a Criticalidade Nuclear                                        | 26 |
| IX – Eventos de Criticalidade                                                     | 30 |
| X – Referências                                                                   | 56 |

## **Curso de Segurança quanto à Criticalidade Nuclear**

### **I. Introdução /1/**

Este curso tem como objetivos principais apresentar tópicos básicos de criticalidade nuclear, critérios para a realização de uma análise de criticalidade e disseminar a cultura de segurança de criticalidade nuclear.

Criticalidade nuclear pode ser definida como o estado, ou condição, de um aglomerado contendo material físsil, no qual se possa desenvolver um processo auto-sustentado de fissão nuclear.

Uma definição para segurança quanto à criticalidade nuclear é "a prevenção ou a finalização de um evento de criticalidade nuclear acidental, a atenuação de consequências, e proteção contra lesões ou danos devido a uma criticalidade acidental". Mas, sem dúvida, a prevenção de uma criticalidade nuclear é a meta principal da segurança de criticalidade nuclear.

A segurança de criticalidade nuclear possui três componentes principais - física de nêutrons, engenharia e controles administrativos. Só com uma boa interação entre os três é que os objetivos de segurança máxima serão satisfeitos.

Das muitas disciplinas tecnológicas e de segurança que se sobrepõem a indústria da energia nuclear, segurança de criticalidade nuclear destaca-se como única - única porque é a disciplina que mais limita a produtividade e é assim vista como economicamente contraproducente. O objetivo do especialista de segurança de criticalidade nuclear é impor os limites necessários para evitar o acúmulo de uma massa crítica de combustível nuclear. Suas inclinações profissionais estão na direção de pequenas massas de combustível, diâmetros limitados de vasos, equipamentos bem espaçados e controle da química do processo. O objetivo do engenheiro de projeto, por outro lado, é atender às expectativas de qualidade dos produtos da forma mais segura, eficiente e econômica possível. Suas inclinações profissionais estão na direção de grandes massas, grandes vasos convencionais, fechar acordos para conservar o espaço de chão de fábrica, livre de preocupações sobre a química incomum, ou quando o combustível em seu processo nuclear pode ser desviado intencionalmente ou não.

Assim, ao longo dos anos, em todos os países que processam combustível nuclear uma parceria necessária e mutuamente proveitosa se desenvolveu entre o especialista de segurança de criticalidade nuclear, o engenheiro responsável pelo projeto nuclear, e o responsável pelas atividades operacionais. Através de esforços de engenharia, criativos e inovadores, a maioria dos problemas causados pelas restrições de segurança de criticalidade foi resolvida. Sem dúvida é por causa dessa parceria que a indústria nuclear de forma segura e com êxito atingiu o seu nível atual de tecnologia. Hoje temos uma tecnologia de segurança razoavelmente boa contra criticalidade nuclear e uma metodologia que complementa muito bem as necessidades da indústria nuclear.

O processo de concepção de engenharia determina as quantidades e as configurações dos componentes do combustível nuclear, equipamentos, processos e outros materiais da planta. Práticas de projeto integrado às normas de segurança podem fornecer a capacidade e a qualidade de

processamento necessária, reduzindo a probabilidade de criticalidade para as atividades normais e possíveis eventos anormais.

Como as operações de processamento de combustível nuclear incluem pessoas, boas práticas administrativas são da maior importância. Projetos de engenharia que facilitem o funcionamento dos processos podem aliviar a carga administrativa. Regras claras de funcionamento e procedimentos, treinamento de pessoal, mecanismos de avaliação e feedback estão entre os componentes vitais inter-relacionados de programas de segurança de criticalidade nuclear.

A integração da física de nêutrons, engenharia e procedimentos administrativos deve ser facilitada por um especialista de segurança de criticalidade nuclear. A pessoa designada para esse fim geralmente tem o conhecimento e a experiência pessoal, com a colaboração de outros especialistas, na área específica para coordenar o desenvolvimento de um programa global que seja consistente com as necessidades de produção. Uma vez que as organizações que operam têm a responsabilidade final para a concepção e realização de operações da instalação, o papel do especialista deve ser mais do que o de um consultor, ele necessita ter independência e autoridade suficientes para assegurar que as considerações de produção não sobrecarreguem as preocupações com a segurança. Esse profissional também deve estar presente diariamente na instalação, como ocorre com o especialista em proteção radiológica.

## II. Fissão Nuclear /1, 2/

Quando nos referimos a nêutrons falamos basicamente de três tipos de reação nucleares: absorção, espalhamento e fissão.

Na reação de absorção o nêutron é “agregado” ao núcleo do átomo, tornando o novo núcleo instável (radioisótopo), emitindo radioatividade para buscar a estabilidade novamente. Esta é a forma de produzir radioisótopos específicos para diversas aplicações (exemplo: medicina, agricultura, etc.). Alguns materiais, que possuem nuclídeos com esta característica de reação nuclear de forma mais acentuada, são utilizados para controle de reatores (exemplo: boro, cádmio, prata, índio, háfnio, etc.).

Na reação de espalhamento, o nêutron transfere parte da sua energia cinética para o núcleo alvo. Nesse tipo de reação o nêutron tem sua energia diminuída, e os materiais que possuem nuclídeos com essas características de reação são utilizados como moderadores, refletores e blindagem para instalações nucleares (exemplo: hidrogênio, deutério, berílio, carbono).

Já a atual indústria da energia nuclear é baseada no processo de reação de fissão nuclear. Quando um nêutron fissiona um núcleo de urânio ou plutônio, a reação produz energia, fragmentos de fissão, nêutrons e várias radiações.

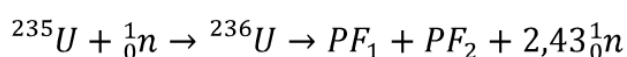
A grande quantidade de energia por reação e os nêutrons que podem causar uma reação em cadeia auto-sustentável são as principais vantagens do processo de fissão. Os nêutrons e outras radiações representam um perigo potencial para o pessoal operacional e equipamentos. Uma vez que, os fragmentos de fissão são radioativos podem apresentar um risco de radiação em longo prazo.

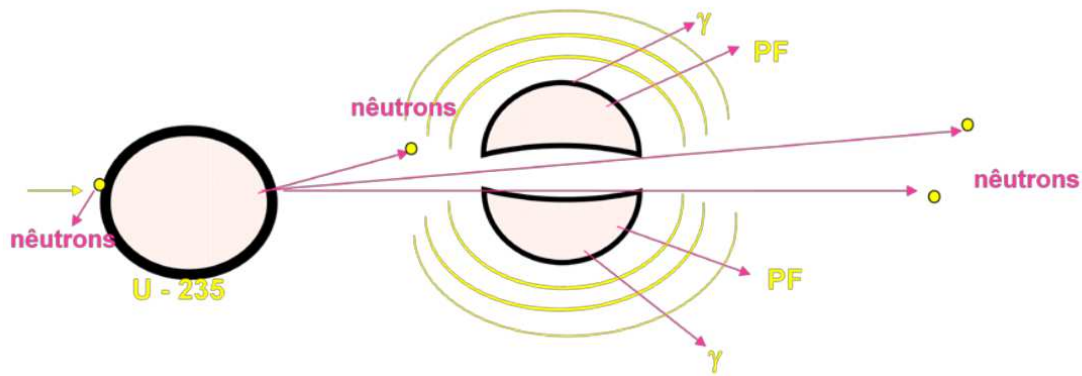
O que é fissão nuclear?

Fissão nuclear é o termo utilizado para designar a divisão de um núcleo atômico quando este se choca com um nêutron. Também pode ocorrer de forma espontânea, mas ocorre raramente. No momento da fissão nuclear libera-se energia cinética que em junção às energias dos novos núcleos formados, pela lei de conservação de energia, faz com que o novo núcleo possua a mesma quantidade de energia do núcleo inicial antes de sofrer o choque.

Esse processo de fissão nuclear é contínuo, ou seja, a energia liberada juntamente com os nêutrons se choca com novos núcleos e forma novas divisões e mais nêutrons. A este processo dá-se o nome de reação em cadeia.

O  $^{235}\text{U}$ , por exemplo, ao ser bombardeado com um nêutron, fissiona em dois pedaços menores, emitindo normalmente dois ou três nêutrons (figura 1). Se houver outros núcleos de  $^{235}\text{U}$  próximos, eles têm certa chance de ser atingidos pelos nêutrons produzidos na fissão. Se houver um grande número disponível de núcleos de  $^{235}\text{U}$ , a probabilidade de ocorrerem novas fissões será alta, gerando novos nêutrons, que irão gerar novas fissões.

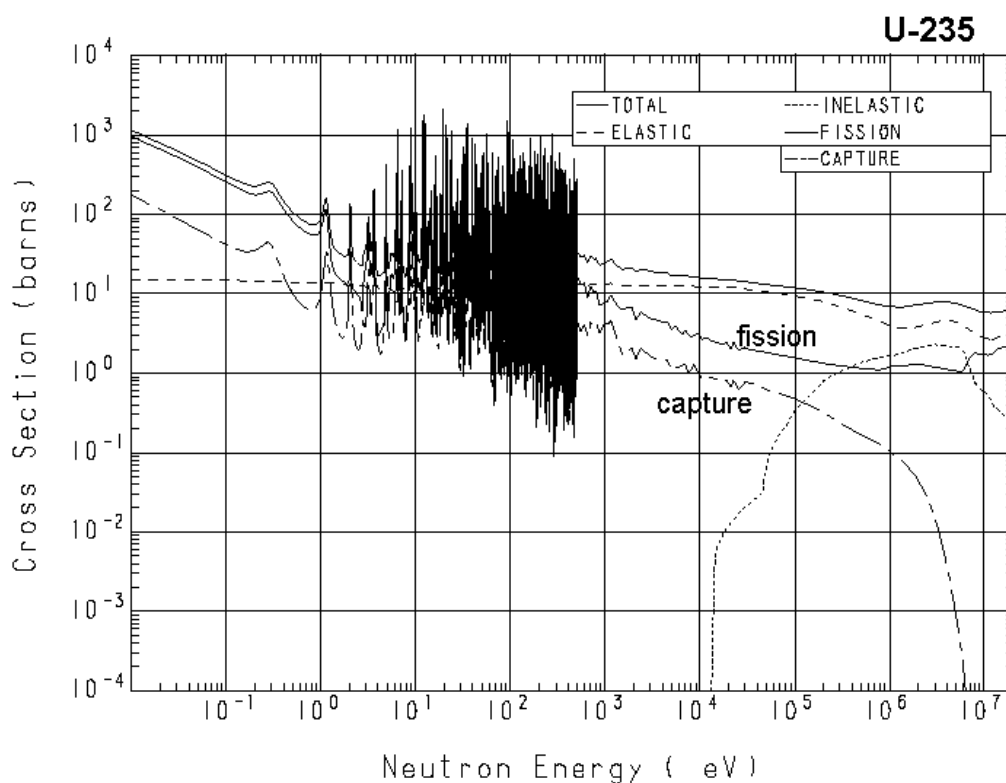




**Figura 1** – Fissão de um núcleo de  $^{235}\text{U}$ .

A fissão só ocorre através da interação do nêutron com um nuclídeo físsil ou com um nuclídeo fissionável. O nuclídeo físsil é aquele que somente sofre fissão através da interação com nêutrons térmicos, por exemplo,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$ . O nuclídeo fissionável é aquele que sofre fissão através da interação somente com nêutrons rápidos, por exemplo,  $^{238}\text{U}$ .

A probabilidade de ocorrência de uma reação de fissão depende do núcleo atômico, da partícula incidente, da energia, etc. O que determina essa probabilidade é a chamada seção de choque de fissão, ou,  $\sigma_f$ . A Figura 2 traz o comportamento das seções de choque para o  $^{235}\text{U}$ .



**Figura 2** – Seções de choque do  $^{235}\text{U}$ .

O nêutron quando nasce possui uma energia da ordem de MeV e, no caso do  $^{235}\text{U}$ , as fissões ocorrem de forma mais favorável na faixa de energia de eV, como é mostrado pelo comportamento da seção de choque de fissão da Figura 2, onde há um maior número de ressonâncias na faixa 1 a 500 eV. Nesse caso, o nêutron para ter maior probabilidade de ser fissionado deve ser moderado para que sua energia atinja essa faixa de energia favorável.

A fissão depende da:

- quantidade de material físsil. Ou seja, da porcentagem de enriquecimento do material; por exemplo, quanto maior a porcentagem de enriquecimento em  $^{235}\text{U}$ , maior será a quantidade de fissões geradas.

- geometria do sistema. Certas geometrias favorecem a fissão quando diminuem a fuga de nêutrons do sistema.

- presença de materiais moderadores. Por exemplo, a presença de água no sistema favorece a moderação de nêutrons, que uma vez na faixa de energia térmica, aumenta a probabilidade de ocorrer fissão nuclear.

- presença de materiais absorvedores. Materiais como boro absorvem nêutrons diminuindo, assim, a probabilidade da fissão ocorrer.

- presença de refletores. Materiais como, por exemplo, o berílio e o grafite favorecem a fissão quando refletem os nêutrons que tentam fugir do sistema, para dentro do material novamente, aumentando a probabilidade desses nêutrons colidirem com o núcleo físsil.

### III. Fator de Multiplicação Infinita de Nêutrons

Em um meio multiplicativo infinito  $n_1$  nêutrons produz  $n_2$  novos nêutrons por fissão nuclear. A razão  $k_\infty = n_2/n_1$  do número total de nêutrons criados pelo número total de nêutrons absorvidos é chamada de fator de multiplicação infinita de nêutrons. Em média aproximadamente 2.43 nêutrons são liberados do  $^{235}\text{U}$  pela fissão nuclear causada por um nêutron térmico, enquanto no  $^{239}\text{Pu}$  aproximadamente 2.89 nêutrons são liberados numa fissão. Esses valores são designados por  $\nu$  e define um limite superior para o fator de multiplicação infinita.

Se o fator de multiplicação infinita  $k_\infty$  de um sistema é maior que 1.0, então a reação em cadeia provoca um crescimento exponencial na quantidade de nêutrons gerados. Esse meio é chamado de supercrítico.

Quando  $k_\infty = 1.0$ , muitos nêutrons são produzidos e também absorvidos, mantendo assim a reação em cadeia controlada. Esse meio é chamado de crítico.

Se  $k_\infty$  é menor que 1.0, a reação em cadeia não pode ser sustentada e o meio é chamado de subcrítico.

O fator de multiplicação infinita de nêutrons depende do tipo e composição do material físsil, o tipo e quantidade de elementos adicionados na mistura e suas propriedades de absorção e moderação. Além disso, a distribuição espacial do material físsil é bastante significativa.

#### III.1 – Parâmetros que Influenciam o Fator de Multiplicação Infinita $k_\infty$

##### a) Enriquecimento

O urânio natural contém cerca de 0,72% de  $^{235}\text{U}$  fissionável termicamente e pode levar a condição crítica somente tendo como moderador o grafite ou água pesada. Sendo assim para produzir sistema crítico com outras substâncias moderadoras que possuem certa quantidade de absorção de nêutrons a proporção em peso do  $^{235}\text{U}$  no urânio total deve ser aumentada artificialmente. Esse processo é chamado de enriquecimento. A fração em peso do  $^{235}\text{U}$  fissionável termicamente no total de urânio é chamada de grau de enriquecimento. O enriquecimento é expresso em peso percentual. Se a fração  $^{235}\text{U}$  encontra-se abaixo de 0,72%, é dito que o urânio é empobrecido.

Um aumento no enriquecimento manifesta-se, dadas as mesmas condições de moderação, em um aumento do fator de multiplicação infinita.



## b) Moderação

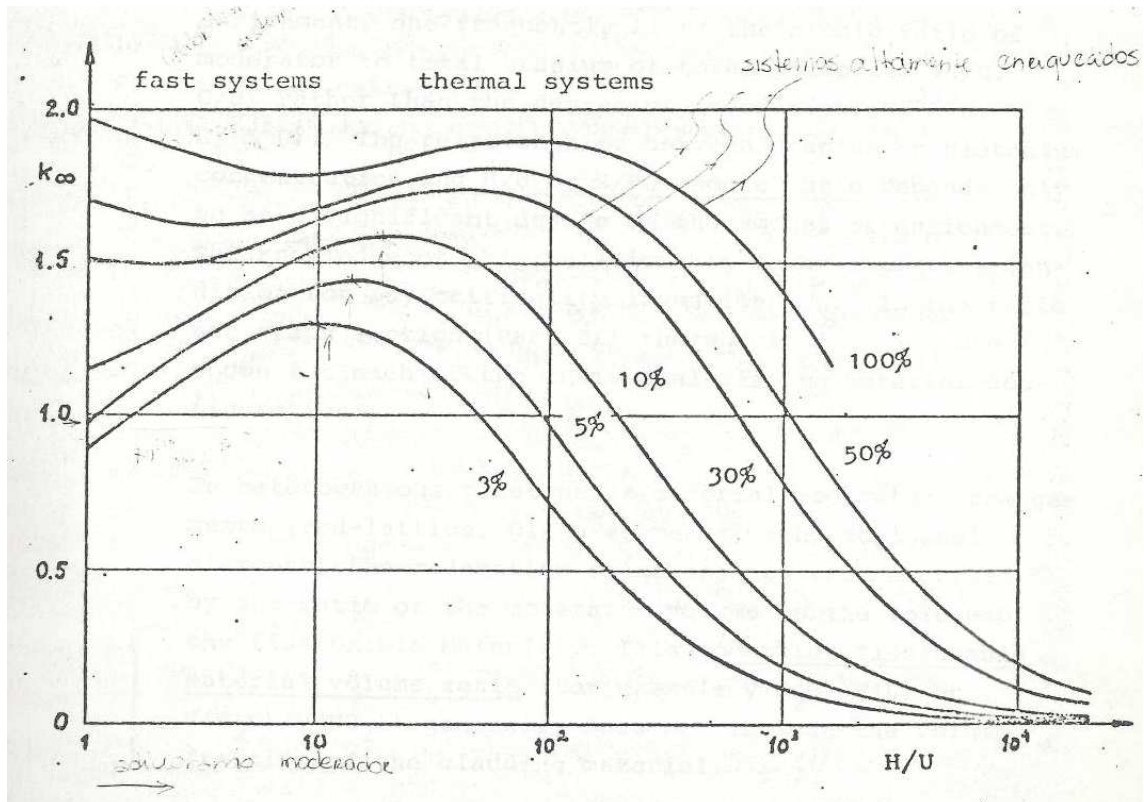
Se núcleos atômicos de elementos leves estão presentes na zona de fissão, os nêutrons de fissão que são criados como nêutrons rápidos (energia média de 2 MeV), acabam gradualmente perdendo sua energia por colisões com esses núcleos atômicos. Os nêutrons rápidos perdem sua energia e entram na região epitérmica (100 keV a 0.5 eV) ou na região térmica (0.025 eV). Esse decréscimo na energia cinética dos nêutrons causado predominantemente pelo espalhamento elástico é chamado de moderação. Na colisão com núcleos pesados os nêutrons perdem muito pouca energia. Na colisão com um núcleo de hidrogênio, por outro lado, o nêutron pode ser moderado para a região térmica com uma simples colisão devido a sua massa ser quase igual à massa do núcleo de hidrogênio. Por essa razão elementos leves, particularmente o hidrogênio, tem um papel decisivo na obtenção de um estado crítico. Essas substâncias de baixo número atômico que podem moderar nêutrons são chamadas de moderadores.

Um sistema em que uma grande fração de nêutrons é moderada para a energia térmica é chamado de sistema térmico. Em tal meio, uma condição crítica é mantida principalmente por fissão térmica. Para caracterizar a moderação define-se a relação entre moderador e material físsil. Essa relação é chamada de grau de moderação, (por exemplo:  $H/^{235}\text{U}$ ,  $C/^{235}\text{U}$ ,  $H/^{239}\text{Pu}$ ) e é de grande importância para o comportamento da reatividade do sistema.

Se o grau de moderação de um meio é muito pequeno ou praticamente zero, tem-se um sistema não-moderado. Muitos sistemas de materiais físsis não-moderados são simultaneamente sistemas rápidos (exceção: urânio com, por exemplo, uma fração de  $^{235}\text{U} < 5\%$ ). Nesses sistemas uma condição crítica é provocada quase que exclusivamente por nêutrons rápidos. Sistemas rápidos são, por exemplo,  $^{235}\text{U}$  metálico,  $^{239}\text{Pu}$  e os isótopos  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  e  $^{241}\text{Am}$ , que são fissionáveis somente por nêutrons rápidos.

Se acrescentarmos pequenas quantidades de um moderador em um sistema rápido e altamente enriquecido (Figura 3) (por exemplo, hidrogênio), a energia média dos nêutrons diminui e, portanto, o fator de multiplicação infinita  $k_{\infty}$  também diminui, desde que tanto o número médio de nêutrons produzidos por fissão e a probabilidade de causar uma fissão rápida diminua com a diminuição da energia.

Se aumentarmos a quantidade adicionada de moderador, o  $k_{\infty}$  pode subir novamente, devido ao aumento nas fissões térmicas, o sistema passa a ser térmico.



**Figura 3** –  $k_{\infty}$  como função da moderação  $H/U$  e do grau de enriquecimento (percentual de  $^{235}\text{U}$ ).

Com a diminuição do enriquecimento, no entanto, a grande fração de  $^{238}\text{U}$  provoca uma forte perda de reatividade devido ao espalhamento inelástico de nêutrons rápidos e à sua seção de choque de absorção muito elevada na faixa epitérmica (absorção de ressonância). Qualquer adição de moderador aumenta a reatividade do sistema até o máximo de reatividade térmica ser atingida (Figura 3).

Para evitar a dependência do grau de enriquecimento, pode-se verificar a razão atômica de moderador para o total de urânio ou plutônio ( $H/U$ ,  $C/U$ ) ao invés do grau de moderação ( $H/^{235}\text{U}$ ,  $C/^{235}\text{U}$ ). As relações entre a concentração de urânio ou plutônio e a razão atômica  $H/U$  ou  $H/\text{Pu}$  dependem apenas de um grau insignificante no montante de enriquecimento. O conhecimento desta relação é uma condição importante para qualquer investigação de criticalidade.

Em arranjos heterogêneos de material físsil-moderador (vareta-grade, elementos tipo placa, os elementos de combustível esférico) as relações de moderação são descritas pela razão entre o volume de moderador e o volume de material físsil.

Como qualquer substância moderadora absorve nêutrons, particularmente nêutrons de baixa energia, até certo ponto, três fenômenos devem ser levados em consideração na avaliação de um material como moderador:

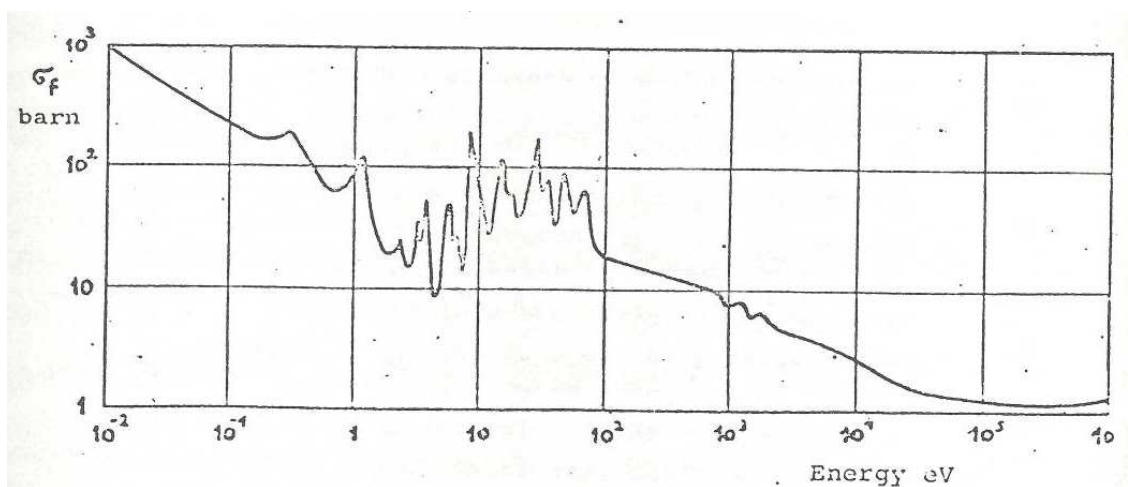
- *Primeiro*: o meio deve ter um forte efeito de espalhamento de nêutrons, sua seção de choque de espalhamento  $\Sigma_s$  deve ser grande.

- *Segundo*: uma grande perda de energia deve ocorrer por colisão; o meio deve conter muitos núcleos de baixo peso atômico.
- *Terceiro*: a seção de choque de absorção  $\Sigma_A$  deve ser pequena quando comparada à seção de choque de espalhamento  $\Sigma_s$ .

Materiais com essas propriedades são considerados como bons moderadores. Os moderadores mais importantes são  $H_2O$ ,  $D_2O$ , berílio, óxido de berílio e grafite. Um papel importante também é desempenhado por plásticos contendo hidrogênio como o polietileno, parafina, e plexiglass.

### c) Absorção

Além dos processos de espalhamento, em um meio multiplicativo há também processos de absorção, resultando em um desaparecimento dos nêutrons. Se o núcleo absorvedor é fissionável, então a absorção de um nêutron pode levar a uma fissão, e contribuir para uma reação em cadeia. A probabilidade de que um processo de absorção levará a fissão nuclear é caracterizado pela seção de choque de fissão. Ela difere fortemente para os diversos materiais físeis e é fortemente dependente da energia do nêutron inicial. Para os nuclídeos físeis é verdade dizer que a seção de choque de fissão aumenta com a diminuição da energia dos nêutrons (Figura 4).



**Figura 4** – Seção de choque de fissão  $\sigma_f$  para  $^{235}\text{U}$  como função da energia.

No entanto, nem toda absorção de nêutrons por isótopos físeis leva a fissão nuclear, uma vez que uma fração dos nêutrons é perdida para a fissão nuclear por reações de captura. A probabilidade desse processo é descrita pela seção de choque de captura. A forma da seção de choque de captura em relação à energia dos nêutrons é diferente para cada nuclídeo. Em uma série de nuclídeos importantes a máxima seção de choque de captura ocorre em certas energias na faixa epitérmica. Essa absorção de ressonância tem crucialmente importantes efeitos sobre o comportamento da criticalidade, já que as probabilidades de atravessar as regiões de ressonância durante a moderação dos nêutrons é determinada pelo tipo, quantidade e distribuição espacial do material físsil, absorvedor de ressonância, e substância moderadora. Os absorvedores de ressonância mais importantes são  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{240}\text{Pu}$ .

Alguns elementos não-fissionáveis possuem seção de choque de absorção  $\sigma_a$  que são da mesma ordem de grandeza de sua seção de choque de espalhamento ou mesmo muito maior. Se esses materiais forem adicionados a um meio multiplicativo ocorre, em seguida, uma diminuição mais ou menos acentuada na reatividade. A reação em cadeia pode até mesmo ser completamente parada. Estes materiais são chamados absorvedores, e se a seção de choque de absorção for muito grande também são chamados de venenos de nêutrons. Esses absorvedores ou venenos normalmente absorvem apenas na faixa de energia epitérmica ( $1\text{eV} < E < 0,1\text{MeV}$ ) e térmica ( $E < 1\text{eV}$ ). O nitrogênio, cloro e metais pesados como ferro, níquel, manganês e cobalto atuam como venenos leves para nêutrons térmicos. O hidrogênio pode também ser considerado um absorvedor leve em sistemas moderados com  $\text{D}_2\text{O}$ . Os venenos fortes são, por exemplo, boro (geralmente sob a forma de aço borado, de vidro borado ou carbetto de boro), o cádmio, o samário e gadolínio. Estes elementos desempenham um grande papel em dispositivos de segurança que visam evitar a criticalidade (por exemplo, fazer instalações de processos químicos seguros). Os gases nobres criptônio e xenônio também têm altas seções de choque de absorção. Sua produção durante a operação de um reator térmico provoca perdas significativas de nêutrons que se tenta compensar regulando-se o excesso da reatividade.

#### d) Efeitos de Heterogeneidade

Durante a sua vida em um meio, um nêutron sofrerá colisão ou espalhamento até que seja absorvido. A distância média entre duas colisões é chamada de livre caminho médio. Este parâmetro é também dependente da energia. Para nêutrons térmicos em água, é, por exemplo, 0,29 cm.

Um meio é designado como homogêneo se a densidade do número atômico dos átomos físeis e moderador presentes não mudam ao longo de distâncias que são pequenas em comparação com o livre caminho médio dos nêutrons. Um meio é designado como heterogêneo ou não-homogêneo, se a densidade do número atômico mudar significativamente a longas distâncias. Neste contexto, é preciso distinguir os casos mostrados na tabela a seguir:

**Tabela 1 – O Conceito de Heterogeneidade.**

| Designação                   | Exemplo                                                               |
|------------------------------|-----------------------------------------------------------------------|
| 1.Homogêneo                  | Solução de U de concentração constante.                               |
| 2.Heterogêneo, não-homogêneo | Solução de U com gradiente de concentração.                           |
| 3.Heterogêneo                | Varetas ou placas de U metálico.                                      |
| 4.Heterogêneo                | Varetas de U metálico em solução homogênea de U.                      |
| 5.Dupla heterogeneidade      | Varetas de U metálico em solução de U com gradientes de concentração. |

Sistemas heterogêneos (formação de precipitados, camadas de diferentes concentrações em função da solubilidade variável) devem ser considerados especialmente no processamento químico dos materiais físséis. Um exemplo importante de um sistema duplamente heterogêneo é a dissolução dos elementos de combustível no reprocessamento de combustível nuclear. Começando com um tamanho de grão de material de fissão de cerca de  $100\mu\text{m}$  os efeitos de heterogeneidade começam a ter influência detectável sobre a reatividade do sistema.

O comportamento da ressonância do  $^{238}\text{U}$  é decisivo para o significado dos sistemas heterogêneos de urânio. Considerando que, uma mistura homogênea de urânio/moderador acima de 7% de enriquecimento em  $^{235}\text{U}$  é mais reativa do que, a mistura heterogênea de moderador correspondente para a mesma quantidade de material físsil e grau de moderação. Porém sistemas heterogêneos abaixo de 7% de enriquecimento são consideravelmente mais reativos. Assim, o menor enriquecimento crítico para soluções de urânio homogênea é 1,034%, enquanto que sistemas heterogêneos de urânio natural (0,72%) podem ser críticos e, usando moderadores especiais, até sistemas heterogêneos com um pouco de urânio empobrecido ( $<0,72\%$ ). Esse comportamento é devido a grandes seções de choque de espalhamento elástico e inelástico e as pequenas seções de choque de fissão do  $^{238}\text{U}$  na faixa térmica e epitérmica. No caso de uma mistura homogênea, os nêutrons são moderados quase continuamente para a faixa de ressonância do  $^{238}\text{U}$ , onde serão absorvidos com elevada probabilidade, antes que possam atingir uma faixa de elevada probabilidade de fissão térmica do  $^{235}\text{U}$ .

Em um arranjo heterogêneo, material físsil/moderador, os nêutrons que atingem o moderador são moderados para a energia térmica por algumas colisões evitando a região de absorção de ressonância, e depois espalhados de volta para o combustível para uma nova fissão do  $^{235}\text{U}$ .

Por esta razão, o baixo enriquecimento, arranjo regular, sistemas materiais físséis/moderador são especialmente importantes.

### III.2 – A Fórmula dos Quatro - Fatores

As influências que atuam sobre o fator de multiplicação infinita  $k_{\infty}$  podem ser representadas pela chamada fórmula dos quatro - fatores:

- a) Uma parte dos nêutrons criada por fissão nuclear é perdida durante o processo de moderação devido à absorção da ressonância. A probabilidade de que um nêutron possa escapar a esta absorção de ressonância é chamada de probabilidade de escape à ressonância  $p$ .
- b) Apenas parte dos nêutrons que se tornou térmica é absorvida no material físsil, o resto é perdida por absorção em outros núcleos. A probabilidade de o nêutron térmico ser absorvido no material físsil é chamada de utilização térmica  $f$ .
- c) Nem todos os nêutrons absorvidos nos materiais físséis levam a uma fissão nuclear. Considerando que  $\nu$  nêutrons na média são emitidos por fissão nuclear, há menos nêutrons absorvidos. O número médio de nêutrons de fissão liberados por nêutrons absorvidos é designado por  $\eta$ .

d) Para os nêutrons rápidos, existe também certa probabilidade de que eles vão causar a fissão nuclear. O fator de fissão rápida  $\epsilon$  leva em conta esse efeito global ( $\epsilon > 1,0$ ).

O fator de multiplicação infinita  $k_{\infty}$  pode ser escrito como:

$$k_{\infty} = \epsilon \cdot p \cdot \eta \cdot f \quad (1)$$

### III.3 – Fator de Multiplicação Efetiva

As considerações até agora foram com relação a sistemas infinitos. No entanto, na prática, estamos sempre lidando com sistemas finitos. Em um equilíbrio de nêutrons é preciso, portanto, levar em conta que certo número de nêutrons sai do sistema e não mais contribui para manter a reação em cadeia. Devido a este fluxo de nêutrons o fator de multiplicação do sistema finito terá efeito menor do que  $k_{\infty}$ . Se chamarmos a probabilidade de nêutrons não deixar o sistema de  $U$  (probabilidade de não-fuga), então o fator de multiplicação efetiva  $k_{\text{eff}}$  torna-se:

$$k_{\text{eff}} = k_{\infty} \cdot U = \epsilon p \eta f U. \quad (2)$$

Um sistema finito é designado:

crítico quando  $k_{\text{eff}} = 1$ ;

subcrítico quando  $k_{\text{eff}} < 1$ ;

supercrítico quando  $k_{\text{eff}} > 1$ .

Se compararmos dois sistemas de multiplicação com respeito a seus fatores de multiplicação efetiva, então o sistema com o maior valor  $k_{\text{eff}}$  é considerado o sistema mais reativo.

#### III.3.1 - Perda de nêutrons devido a fuga

A probabilidade de que os nêutrons possam escapar de um sistema finito depende fortemente da geometria, das dimensões, das propriedades de reflexão das paredes do recipiente, mas também da distância entre o ponto de origem do nêutron e as paredes do recipiente, bem como da probabilidade de que os nêutrons cobrirão esta distância durante suas vidas. Destes dois grupos de efeitos o primeiro tem bases puramente geométricas, como, por exemplo, a zona de fissão de um reator. O

segundo grupo depende das propriedades físicas dos nêutrons do sistema multiplicador. Só nêutrons que são criados próximos à superfície terão uma chance de alcançar o limite do sistema.

A probabilidade de percorrer essa distância vai depender, por sua vez, da velocidade, em outras palavras, da energia dos nêutrons. Esse efeito sobre a taxa de fuga ( $1-U$ ), que depende do meio e da energia do nêutron é ocasionalmente expressa pela chamada área de migração  $M^2$ .  $M^2$  é dada em  $\text{cm}^2$ . Esta área equivale a cerca de  $30 \text{ cm}^2$  em soluções, por exemplo, em que  $H/U > 20$ .

O efeito da geometria de um sistema de fissão na fuga pode ser descrito pela curvatura geométrica do fluxo  $B_g^2$  ( $\text{cm}^{-2}$ ,  $\text{m}^{-2}$ ), que é derivado como autovalor da equação de difusão. Este parâmetro, também chamado de buckling, pode ser calculado para diferentes formas geométricas e as medições reais. A Tabela 2 mostra as equações para diversas geometrias simples.

Com o uso do  $B_g^2$  pode-se simplesmente fazer a transformação das dimensões do recipiente associado com um valor de  $k_{eff}$  específico na geometria esférica, cilíndrica ou de geometria plana. É necessário, no entanto, calcular a chamada distância de extrapolação linear  $\lambda$  que depende da energia do nêutron, a geometria do recipiente, e do material refletor do recipiente. Esse comprimento atua como um alargamento fictício da zona de fissão e indica a distância entre os limites da zona de fissão verdadeira na qual a densidade do fluxo de nêutrons desaparece.

**Tabela 2** – Buckling Geométrico  $B_g^2$  para importantes geometrias (todas as medidas em cm<sup>2</sup>,  $B_g^2$  em cm<sup>-2</sup>).

| Geometria              | Buckling Geométrico $B_g^2$                                                                                  |
|------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Placa Infinita         | $\frac{\pi^2}{(a+2\lambda)^2}$ a – espessura da placa<br>$\lambda$ – comprimento extrapolado                 |
| Paralelepípedo         | $\frac{\pi^2}{(a+2\lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(b+2\lambda)^2} + \frac{\pi^2}{(c+2\lambda)^2}$ a, b, c – lados |
| Cilindro Infinito      | $\left(\frac{2,4045}{r+\lambda}\right)^2$ r – raio                                                           |
| Cilindro Finito        | $\left(\frac{2,4045}{r+\lambda}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{h+2\lambda}\right)^2$ r – raio<br>h – altura     |
| Meio Cilindro Infinito | $\left(\frac{3,832}{r+\lambda}\right)^2$ r – raio do meio cilindro                                           |
| Esfera                 | $\left(\frac{\pi}{r+\lambda}\right)^2$ r – raio da esfera                                                    |
| Semi-esfera            | $\left(\frac{4,49}{r+\lambda}\right)^2$ r – semi-esfera                                                      |

$\lambda$  é determinado por uma extrapolação do fluxo de nêutrons. Como valores brutos, pode-se usar  $\lambda \approx 2,5$  cm para os sistemas não-refletidos e,  $\lambda \approx 6,5$  cm, para os sistemas com um refletor espesso de água.

O produto  $M^2 B_g^2$  da área de migração e do buckling dá a relação entre o fluxo de nêutrons que sai (fuga) e os nêutrons absorvidos na zona de fissão. A fração de nêutrons perdidos pela fuga para os sistemas de material físsil que não sejam muito pequenos é dada por:

$$1 - U = \frac{FUGA}{ABSORÇÃO + FUGA} = \frac{M^2 B_g^2}{1 + M^2 B_g^2} \quad (3)$$



A fração de nêutrons restante no sistema é então:

$$U = \frac{ABSORÇÃO}{ABSORÇÃO + FUGA} = \frac{1}{1 + M^2 B_g^2} \quad (4)$$

O fator de multiplicação efetiva  $k_{eff}$  pode então ser escrito como:

$$k_{eff} = k_{\infty} \cdot U = \frac{k_{\infty}}{1 + M^2 B_g^2} \quad (5)$$

No caso de um sistema exatamente crítico ( $k_{eff}=1$ ) a equação (5) pode ser escrita como:

$$B_g^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{M^2} = \frac{\epsilon p \eta f - 1}{M^2} \quad (6)$$

A expressão  $\frac{\epsilon p \eta f - 1}{M^2}$  contém somente parâmetros relacionados ao material e é chamado de buckling material  $B_m^2$ . Então, para um sistema crítico, tem-se:

$$B_g^2 = B_m^2 \quad (7)$$

O fator de multiplicação efetiva  $k_{eff}$  pode ser expresso, então, como:

$$k_{eff} = \frac{1 + M^2 B_m^2}{1 + M^2 B_g^2} \quad (8)$$

Desta maneira, é possível calcular o fator de multiplicação efetiva de um sistema, se as relações geométricas  $B_g^2$  e as propriedades do material  $B_m^2$  do sistema multiplicativo sejam conhecidas. Para este propósito, o buckling material pode ser determinado experimentalmente ou por cálculos baseados em experimentos. Se o  $B_m^2$  é positivo, então o meio é capaz de atingir um

estado crítico, para um  $B_m^2$  negativo,  $k_\infty$  é sempre inferior a 1,0.  $B_m^2=0$  significa  $k_\infty=1$ . O buckling geométrico  $B_g^2$ , por outro lado, é sempre positivo. Frequentemente usa-se, em vez de  $k_{eff}$ , a reatividade  $\rho$ :

$$\rho \equiv \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} = 1 - \frac{1}{k_{eff}} \quad (9)$$

No estado de criticalidade tem-se  $\rho=0$ .

### III.3.2 – Influências na fuga

#### Influências Geométricas

A probabilidade de fuga de nêutrons de um recipiente depende da relação entre a superfície e o volume. Quanto maior esta relação se torna, mais forte serão as perdas por fuga. Disso resulta que um sistema esférico de material físsil é o mais reativo, se comparado a outros nas mesmas condições. Um cilindro, cujo diâmetro e altura são quase iguais ( $D = 1,08 H$ ) é mais reativo do que todos os outros cilindros de mesmo volume. Um cubo é mais reativo do que todos os outros paralelepípedos de mesmo volume. Para reduzir a reatividade de um sistema, deve-se escolher cilindros longos e de pequenos diâmetros e placas planas com pequena espessura. Essas geometrias apresentam um buckling geométrico particularmente grande.

#### Densidade dos Materiais Físseis

Quanto mais denso um dado meio, menor será o livre caminho médio dos nêutrons e, portanto, menor a probabilidade de que um nêutron irá chegar ao limite do sistema. Para um sistema de volume constante e composição pré-definida, o  $k_{eff}$  torna-se menor quando a densidade do sistema é reduzida. A redução da densidade de um sistema total por um fator  $k$  leva a um aumento da dimensão crítica do sistema (raio da esfera, o diâmetro do cilindro, espessura da placa) de um fator  $k$ , o aumento do volume crítico por um fator  $k^3$  e da massa crítica por  $k^2$ . Ao mudar a densidade, a razão de moderação, assim como, a razão da densidade da zona de fissão e refletor devem, naturalmente, permanecer inalteradas. Se apenas a densidade da zona de fissão mudar, a massa crítica aumentará na razão da densidade original  $\rho_0$  para a redução da densidade elevada a uma potência de aproximadamente 1,5, o que depende da substância e do seu grau de moderação. Este expoente é chamado expoente de densidade  $m$  da zona de fissão:

$$M(\rho) = M(\rho_0) \cdot \left( \frac{\rho_0}{\rho} \right)^m \quad (10)$$

Ao determinar a massa crítica para duas densidades diferentes  $\rho$ , o expoente de densidade  $m$  pode ser determinado. Se a densidade do refletor também muda, então tem-se:

$$M(\rho) = M(\rho_0) \cdot \left(\frac{\rho_0}{\rho}\right)^m \text{ zona de fissão} \cdot \left(\frac{\rho_0}{\rho}\right)^n \text{ refletor} \quad (11)$$

A densidade máxima alcançada de um composto químico é chamada de densidade teórica.

### **Temperatura**

A temperatura de um meio multiplicativo afeta o fator de multiplicação  $k_{eff}$  de diversas maneiras. Por um lado, quando a temperatura aumenta, a densidade do sistema é reduzida e, portanto, a taxa de fuga é maior. Por outro lado, as propriedades de difusão e absorção do meio também são alteradas.

Além disso, a absorção de ressonância é aumentada devido à ampliação das linhas de absorção de ressonância. Por estas razões, em sistemas térmicos um aumento da temperatura conduzirá geralmente a uma diminuição da reatividade.

### **Refletores**

Se uma zona de fissão está rodeada por um meio que pode espalhar de volta uma fração significativa de nêutrons, então este atua como um meio refletor. Pelo uso de um refletor, a massa crítica de uma zona de fissão pode ser consideravelmente diminuída.

### **Interação de Nêutrons**

A interação de nêutrons também representa, em certo sentido, uma redução da fuga de um sistema multiplicativo, quando se considera o arranjo total de todas as posições de material físsil. Este efeito torna-se especialmente claro, mesmo em um sistema isolado de material físsil, quando este sistema exhibe superfícies côncavas (anéis cilíndricos, recipientes dobrados em U). A auto-interação que ocorre sobre estas superfícies côncavas deve ser levada em consideração na análise de criticalidade.

#### IV. Parâmetros Importantes para Criticalidade

Além do fator de multiplicação efetiva de nêutrons, outros parâmetros são muito importantes quando se fala de criticalidade. Na prática são eles:

- a) Volume crítico (volume esférico)
- b) Massa crítica (massa esférica)
- c) Diâmetro crítico do cilindro (cilindro infinitamente longo)
- d) Espessura crítica da placa (placa de extensão infinita)
- e) Menor concentração crítica (materiais físséis)
- f) Menor grau de enriquecimento crítico.

Todos esses parâmetros são calculados baseados em um determinado composto físsil e deles são obtidos os parâmetros seguros quanto à criticalidade nuclear que são utilizados nas instalações que manipulam, processam ou estocam material físsil, a fim de garantir a segurança da instalação e dos trabalhadores.

Quanto à criticalidade, existem sistemas diferentes entre si, em uns é desejável a criticalidade ou até a supercriticalidade, em outros é imprescindível a subcriticalidade. Por exemplo:

- *Sistemas onde é desejável  $k_{eff} \geq 1$ : reatores de potência, reatores de pesquisa.*

Reatores nucleares têm em seu projeto a busca pela criticalidade estudando os parâmetros que favoreçam a maior quantidade de fissões, seja pelo aumento da massa físsil, do enriquecimento do material, como através da variação de moderação, heterogeneidade do sistema, etc.

- *Sistemas onde é necessário  $k_{eff} < 1$ : filtros rotativos, vasos de estocagem, cofres de estocagem, embalagens, quaisquer equipamentos de processamento de material físsil, etc.*

Nesses sistemas a criticalidade deve ser evitada de qualquer maneira para que se garanta a segurança das instalações e, principalmente, dos trabalhadores que ali estão, e também para que se evite acidentes de criticalidade que certamente gerariam inventários físséis que possam ser liberados para o ambiente.

A maneira mais efetiva de se evitar a criticalidade nesses sistemas é através do controle de massa de material físsil da instalação, porém nem sempre isso é possível, e dessa maneira essa massa é indiretamente controlada através da limitação das dimensões de equipamentos utilizados no processo ou estocagem desse material. O limite no diâmetro de cilindros e espessura de placas garante que mais nêutrons fujam do sistema do que voltem para dar continuidade a uma reação de fissão em cadeia. Além disso, é muito importante evitar a presença de moderadores e refletores de nêutrons que sustentem uma reação de fissão em cadeia.

Nos casos de piscinas de estocagem de combustível queimado onde a água (um importante moderador e refletor de nêutrons) é necessária para o resfriamento do combustível, a quantidade e

temperatura dessa água devem ser controladas para que ela sirva de blindagem para os nêutrons emitidos pelo material físsil existente, e não como mais um possível facilitador da criticalidade.

Nos casos onde os equipamentos possuem dimensões (diâmetros, espessura, volume) inseguras, absorvedores de nêutrons podem ser colocados de modo a impedir uma criticalidade indesejada. Porém, nesses casos, é muito importante que procedimentos administrativos impeçam que o material retirado desses equipamentos seja colocado em outra embalagem insegura geometricamente.

Procedimentos administrativos também devem garantir que, quando terminada uma etapa de processamento, manuseamento, etc., equipamentos e embalagens, quando esvaziados, sejam verificados, para que não reste nenhuma quantidade de material que possa ser somada a uma quantidade de material de uma etapa posterior.

## **V. Fatores que Afetam os Parâmetros de Subcriticalidade**

Alguns fatores podem afetar os parâmetros de subcriticalidade calculados para um determinado sistema, comprometendo seriamente a segurança da instalação e principalmente dos operadores. Dessa maneira, o responsável pela instalação deve estar atento às seguintes condições:

- Mudança de geometria ou dimensão resultante de corrosão, inchamento ou falha de fabricação.
- Aumento da massa devido a erro operacional, falha de equipamento, falha na técnica analítica, rotulação indevida.
- Mudança na razão de moderação resultante de:
  - imprecisão nos instrumentos de medida ou análise química;
  - evaporação ou deslocamento do moderador;
  - precipitação do material físsil ou fissionável;
  - processo de diluição.
- Mudança na população neutrônica devido a:
  - perda do material absorvedor;
  - perda de moderador;
  - redistribuição do material absorvedor;
  - aumento da espessura do refletor;
  - mudança na composição do refletor.

## VI. Metodologia de Análise

A análise de criticalidade nuclear de uma planta de processamento de combustível nuclear segue, rigorosamente, as seguintes etapas:

1. Estudo do fluxograma de processo;
2. Identificação do material físsil e do grau de enriquecimento;
3. Levantamento dos equipamentos envolvidos com material físsil;
4. Levantamento da geometria dos equipamentos;
5. Levantamento dos volumes e massas envolvidos em cada equipamento;
6. Verificação dos parâmetros críticos de vários materiais físséis;
7. Levantamento do arranjo de equipamentos;
8. Levantamento das áreas de estocagem;
9. Levantamento de rotas de transporte de material físsil;
10. Cálculo do fator de multiplicação efetiva de nêutrons para cada unidade individual;
11. Cálculo das interações neutrônicas entre equipamentos;
12. Verificação dos procedimentos operacionais;
13. Emissão de documento técnico de análise.

A análise de criticalidade começa com a verificação de segurança de um equipamento, ou embalagem, individualmente. Sendo seguro individualmente, é analisada a interação desse equipamento ou embalagem com outros equipamentos ou embalagens que contenham material físsil. Tanto individualmente, quanto em um arranjo, o sistema deve ser seguro para as seguintes condições:

- sistema seco, geralmente a condição normal de operação da instalação;
- sistema inundado por água, que simula um possível acidente onde haja um aumento de moderação indesejado no local.

Em um arranjo de equipamentos ou embalagens são calculadas as distâncias mínimas seguras entre cada um. Para se garantir a segurança da instalação, é necessário que essas distâncias sejam respeitadas e, em nenhuma hipótese, o arranjo seja alterado.

Após a verificação da segurança de um arranjo, é verificado o trajeto que o material físsil faz para chegar ao equipamento ou embalagem do arranjo e qual trajeto ele faz depois que sai desse arranjo. Também é feita a verificação de como esse material é colocado e retirado desse local. É importante para a segurança que nenhuma embalagem contendo material físsil seja colocada perto de equipamentos ou outras embalagens contendo também material físsil, mesmo que temporariamente, de modo a evitar um possível incidente. Para isso é necessário demarcar rotas para carrinhos de transporte de embalagens, para que este não seja deixado em locais aos quais não foram destinados.

Também é verificada na análise, a segurança dos carrinhos de transportes para embalagens e é imprescindível que seja respeitada a capacidade máxima determinada para o carrinho, pois ele nada mais é do que um arranjo móvel de embalagens, devendo ser respeitadas as distâncias como nos arranjos fixos.

Alguns pontos são essenciais para a realização de uma análise de criticalidade, são eles:

- Dados confiáveis de projeto. A análise de criticalidade leva em conta a geometria exata dos equipamentos analisados, qualquer alteração, ou informação errada, pode comprometer seriamente os resultados da análise;
- Dados confiáveis de processo. A análise de criticalidade verifica qualquer aspecto do processo que possa ser responsável por um evento acidental, onde se utilize material físsil além da quantidade segura, ou que tenha moderador/refletor que facilite a criticalidade, ou ainda, alguma etapa do processo que induza a um erro operacional;
- Dados confiáveis de materiais físeis envolvidos. A análise de criticalidade utiliza os dados do material mais reativo envolvido na mistura, de modo a garantir a segurança intrinsecamente.
- Dados confiáveis de layout ou arranjo. Importante estar claro que a análise de criticalidade é realizada para cada caso em especial e qualquer mudança no arranjo ou erro nas informações disponíveis podem afetar a segurança do sistema.
- Validação e verificação dos cálculos.
- Estreita interação com projetistas. As informações passadas pelos projetistas são de grande importância para que se possa realizar a análise de maneira correta, e nos casos onde são necessárias modificações no projeto, estas possam ser feitas de maneira que não prejudiquem as operações e não comprometam a segurança. É de extrema importância que todos os dados de projeto sejam passados para análise.
- Estreita interação com os operadores. É de grande importância essa interação de modo a garantir que os operadores estejam cientes dos riscos de um erro operacional, seja no manuseamento dos equipamentos, ou transporte de material, ou ainda na estocagem de materiais, de maneira temporária ou definitiva.
- Estreita interação com a gerência responsável pelo empreendimento. Essa interação é essencial de forma a evitar que possíveis alterações no processo, layout ou operação, sejam realizadas sem que haja uma nova análise de criticalidade. Além disso, essa interação pode auxiliar na elaboração de procedimentos administrativos para a operação que assegurem que desvios indesejados sejam evitados.



## VII. Ferramentas para Análise de Criticalidade

A análise de criticalidade é embasada em normas internacionais como a DOE 5480.24 /3/, DOE-STD-3007-93 /4/, DOE-STD-1134-99 /5/ e as séries ANSI/ANS /6-17/ e, as normas nacionais como NE-1.02 /18/, NE-1.04 /19/, NE-1.08 /20/ e NE-1.09 /21/. As normas são específicas para segurança de criticalidade nuclear, condução de experimentos, operação de plantas nucleares, estocagem e transporte de material físsil, práticas administrativas, treinamento, licenciamento de plantas nucleares, etc.

São utilizados também dados provenientes de handbooks de criticalidade /2, 22/.

A análise de criticalidade é realizada utilizando-se um Sistema de Cálculo de Criticalidade. O sistema usado pelo CTMSP é o Sistema SCALE 4.4a /23/ que é utilizado internacionalmente pela comunidade nuclear e recomendado pelo órgão licenciador CNEN.

Para garantir uma boa margem de segurança, foi estabelecida no CTMSP uma margem de subcriticalidade específica para as aplicações dos processos do ciclo do combustível considerando um extenso conjunto de experimentos críticos.

Assim, com a metodologia de cálculo baseada no sistema SCALE 4.4a, que fornece o  $k_{eff}$  e o desvio padrão,  $\sigma$ , um equipamento ou sistema será seguro quanto à criticalidade nuclear se:

$$k_{eff} + 2\sigma < LS = 0,9332$$

Portanto este é o valor de subcriticalidade utilizado para os cálculos de análise de criticalidade pelo CTMSP, de forma a garantir a máxima segurança dos operadores e da instalação como um todo.

Nos cálculos de criticalidade sempre é levado em conta o composto mais reativo e de maior enriquecimento. Todos os cálculos são feitos na condição de razão de moderação ótima, que simula uma mistura do composto com uma quantidade calculada de água que garanta o maior fator de multiplicação de nêutrons, sendo assim considerando a maior produção de nêutrons possível.

## VIII. Como Evitar a Criticalidade Nuclear

Quando se fala em criticalidade deve-se ter em mente que a ação mais importante é o cuidado com a segurança pessoal e da instalação, e em grande parte, os casos de acidentes de criticalidade nuclear, ocorreram em virtude de ações não intencionais de mudança na rotina dos procedimentos de uma instalação nuclear.

Dessa maneira, neste item serão apresentadas as ações com as quais o responsável pela instalação, supervisor e operador devem ficar atentos de modo a se evitar uma criticalidade nuclear. Serão apresentadas as ações como operação normal da instalação, manutenção e limpeza de equipamentos, mudança de rotinas operacionais, transporte, armazenamento de material físsil, relatórios de troca de turno, etc.

O responsável pela instalação, supervisor e os operadores devem estar atentos a que:

- NUNCA se deve mudar a rotina operacional sem a permissão do superior;
- Todos os procedimentos operacionais devem estar escritos;
- Todo e qualquer recipiente utilizado para material físsil deve ter geometria segura;
- NUNCA se deve colocar material físsil em recipiente ao qual não foi destinado;
- NUNCA se deve modificar o arranjo entre equipamentos;
- Deve-se atentar às condições de moderação da sala na presença de recipientes, como o cilindro 30B, que somente é seguro com moderação controlada;
- Toda e qualquer observação anormal à rotina diária deve ser comunicada imediatamente ao superior da instalação e descrita em relatório diário de turno;
- Todo recipiente deve ter informações claras do material contido;
- As áreas dos arranjos de equipamentos devem ser bem demarcadas;
- As áreas de estocagem de material devem conter locais próprios para cada embalagem, bem demarcadas e quando necessário, conter travas de segurança para controlar colocação e retirada indevida e modificação no arranjo seguro. Devem conter informações claras e visíveis dos materiais e recipientes que podem ser estocados, como também, enriquecimento e quantidade permitida;
- Carrinhos de transporte de material devem ser utilizados de acordo com as normas de segurança de criticalidade para cada embalado e, não devem, em hipótese alguma, permanecer parado perto de equipamentos ou armazenamento de material físsil. Os carrinhos devem conter informações claras e visíveis do material permitido para o transporte, assim como, capacidade máxima de carga;

- Devem existir rotas bem marcadas para transporte de material físsil;
- Controle restrito do acesso de pessoas durante uma campanha de produção em todas as salas envolvidas diretamente na produção. A presença de pessoas não participantes diretamente do processo produtivo pode: interromper, distrair e/ou interferir nas ações dos operadores;
- Evitar manutenção de equipamentos em conjunto com operações de processos;
- Eliminar, limitar ou reduzir todo tipo de atividade paralela, simultânea ou concorrente que não seja pertinente à atividade de cada uma das salas durante a atividade produtiva. A existência de atividades não relacionadas diretamente pode contribuir, interferir e/ou criar situações de risco, por exemplo: utilizar a balança, sem autorização, para pesagem de outro tipo material, para tanto o material (vaso, cilindro, caixa, etc.) já colocado na balança é removido e colocado em local indevido;
- Informar, divulgar de forma sistemática todas as atividades de produção em andamento na instalação a fim de evitar interferências indevidas;
- Quando houver turnos de trabalho, elaborar procedimentos eficientes de transmissão de informações, de preferência que fiquem registrados por longos períodos de tempo;
- Informar, divulgar de forma sistemática todas as atividades de produção em andamento na instalação a fim de evitar interferências indevidas;
- Todos os equipamentos que processam material físsil devem ter um fichário informativo anexo em local visível, contendo informações quanto aos cuidados necessários sob o ponto de vista de criticalidade nuclear;
- Qualquer atividade de reparo de equipamentos APENAS DEVE SER executada com prévia autorização do responsável da área;
- Toda atividade de manutenção e limpeza deve ser devidamente autorizada pelo responsável da área;
- É desejável, tanto para reparo e/ou manutenção, a existência de lista de verificações contendo itens relacionados com a segurança quanto à criticalidade nuclear antes de proceder à atividade de reparo e/ou manutenção;
- Todo e qualquer recipiente deve conter informações sobre a sua utilização. De forma alguma, material físsil deve ser colocado em um recipiente qualquer, mesmo que temporariamente;
- Toda e qualquer transferência de material físsil, seja de recipiente para outro recipiente, como de recipiente para equipamento, ou de equipamento para recipiente deve ser feito observando-se a geometria segura para tal material físsil;
- Não permitir a entrada e/ou colocação de equipamentos alheios à atividade sem a devida autorização do responsável da área;

- Toda atividade executada deve ser passível de auditoria interna/externa, desta forma, deve existir documentação compatível com as exigências de uma auditoria;
- Toda e qualquer modificação na prática e procedimento operacional deve ser previamente aprovada pelo responsável da instalação;
- Toda a implementação de novas práticas e procedimentos operacionais deve ser previamente aprovada pelo responsável da instalação visando a segurança quanto à criticalidade nuclear. Sem uma nova análise do ponto de vista de criticalidade nuclear nenhuma modificação deve ser feita;
- Pessoas envolvidas com as atividades de desenvolvimento de processo, não poderão atuar durante a atividade de produção para efetuar testes ou ensaios de processos ou equipamentos na mesma área física. Qualquer atividade relacionada com o desenvolvimento deve ser executada de forma isolada com a devida autorização do responsável da instalação;
- Qualquer operação de caráter experimental que modifique a rotina das operações deve antes passar por análise de criticalidade;
- Devem ser disponibilizados meios para o registro de anomalias, falhas, erros ou desvios operacionais de cada uma das atividades de um determinado processo;
- Devem ser estipuladas as condições ou requisitos para a interrupção do processamento ou da atividade quando detectado um evento anormal;
- Devem ser estipuladas as condições ou requisitos para a continuidade do processamento ou da atividade em curso, na ocorrência de desvios ou anomalias;
- Toda e qualquer modificação nos equipamentos, seja na capacidade de processamento, na funcionalidade, etc., deve ser devidamente autorizada pelo responsável da instalação visando a segurança quanto à criticalidade nuclear. Sem uma nova análise de criticalidade, tal modificação não pode ser feita;
- Todos os equipamentos que operam na forma automática devem possuir mecanismos independentes de desligamento de atuação manual;
- Devem ser disponibilizados meios para o registro permanente das modificações em equipamentos existentes;
- Todos os operadores, trabalhadores envolvidos direta ou indiretamente devem ser devidamente treinados, instruídos com as práticas e procedimentos operacionais pertinentes de cada atividade. Todos devem passar por treinamento periódico em segurança quanto à criticalidade nuclear. Todo novo operador deve passar pelo mesmo treinamento;
- Deve ser elaborado e amplamente divulgado o plano de ação em emergência e contingência para o caso de acidente de criticalidade;

- Deve ser elaborado um plano de gerenciamento de crise voltado para um acidente de criticalidade nuclear;
- Deve ser elaborado um plano de inspeção e auditoria voltado exclusivamente para a verificação da segurança quanto à criticalidade nuclear;
- Toda instalação nuclear deve ter em seu quadro de funcionários um “especialista em criticalidade nuclear de campo” para fiscalizar as operações diárias, normais e anormais, da instalação da mesma forma que o profissional de proteção radiológica. Esse profissional deve ter autoridade para supervisionar e paralisar operações que ofereçam risco de acidente de criticalidade e estar em contato com o “especialista de criticalidade nuclear de projeto” que faz toda a análise de segurança do local.
- Toda a instalação nuclear que estoque, manuseie ou processe material físsil que **exceda: 700 g de  $^{235}\text{U}$ , 500 g de  $^{233}\text{U}$ , 450 g de  $^{239}\text{Pu}$  ou 450 g de qualquer combinação entre esses três isótopos DEVE TER alarmes de criticalidade** nas salas destinadas à estocagem de material físsil e salas de operações de manuseamento e processo /24/.

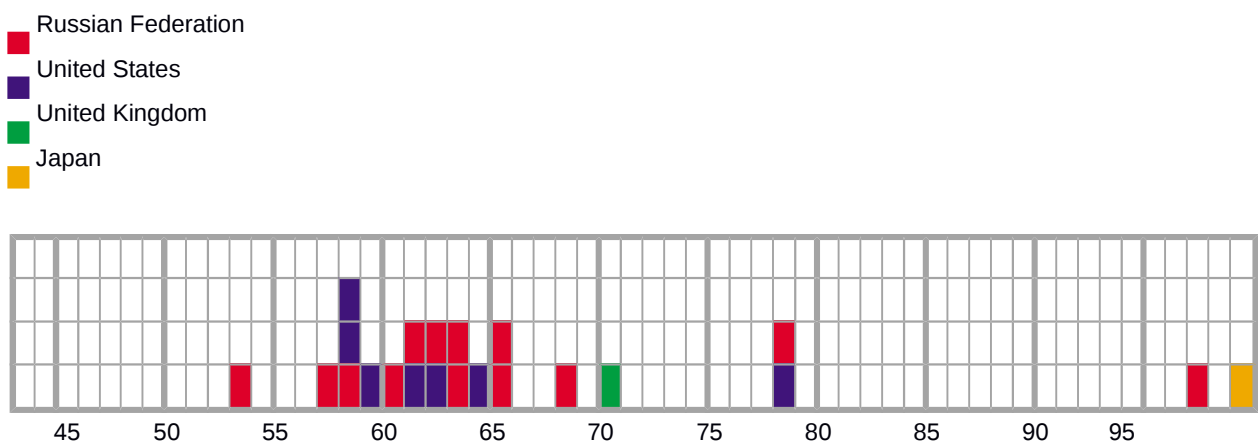
Além das recomendações mencionadas, devem ser consideradas as questões envolvendo a estrutura da organização no sentido de definir as responsabilidades e/ou competências, a fim de, evitar interferências, sobreposições e conflitos. Importante ressaltar a necessidade de envolver todos os participantes em um treinamento específico sobre criticalidade nuclear.

## IX. Eventos de Criticalidade

Aqui serão relatados alguns eventos de criticalidade (incidentes e acidentes) que ocorreram internacionalmente.

A intenção é mostrar como pequenas falhas na operação podem causar desde pequenos incidentes até grandes acidentes, chegando à perda de vidas humanas /25-27/.

Em relação a acidentes de criticalidade, até hoje, ocorreram 22 acidentes em instalações de processamento de material físsil no mundo, a grande maioria nos primeiros anos da década de 60, sendo 13 deles na antiga Rússia, 7 nos Estados Unidos, 1 no Reino Unido e 1 no Japão. A Figura 9 traz a cronologia dos acidentes ocorridos no mundo.



**Figura 9** – Cronologia de acidentes de criticalidade de processo.

Dos 22 acidentes ocorridos:

- 21 ocorreram com material físsil em solução ou lama
- 1 ocorreu com barras de metal
- Nenhum ocorreu com pós
- 18 ocorreram em instalações não-blindadas
- 9 pessoas morreram
- 3 sobreviventes tiveram membros amputados
- Não houve acidente em transporte
- Não ocorreu acidente enquanto material físsil estava sendo armazenado
- Nenhum equipamento foi danificado
- Apenas um acidente produziu contaminação por produtos de fissão além do limite da planta (ligeiramente acima dos limites naturais)
- Apenas um acidente resultou em exposição de membros do público (bem abaixo da exposição permitida anualmente para um trabalhador)

1) 3 de março de 2009 – AREVA NC, Instalação para Fabricação de Combustível, França

Trabalhadores introduziram uma amostra físsil em uma estação de trabalho controlada que não tinha sido devidamente contada, devido à utilização de um procedimento inadequado que foi encontrado subsequentemente. Durante o intervalo dos trabalhadores, uma segunda equipe introduziu uma segunda amostra físsil, essa sim em conformidade com os procedimentos adequados. Devido à presença da primeira amostra o limite de segurança de criticalidade da massa física total admissível, dentro da estação de trabalho foi, inadvertidamente, ultrapassado. O excesso só foi detectado no dia seguinte, quando os trabalhadores realizaram uma verificação de rotina da estação de trabalho.

Este incidente não trouxe maiores consequências.

2) 18 de junho de 1999 – Shika 1 – Reator de Potência – Japão

O evento ocorreu durante o desligamento do reator Shika 1 devido a uma inspeção prevista em 18 de junho de 1999. O evento ocorreu por causa da má gestão dos testes de rotina do sistema hidráulico de controle da barra, que causou um aumento de pressão nos tubos de controle de retirada da barra. Isso resultou na movimentação errada de três das 89 barras de controle, que levaram a um evento de criticalidade local. A reação em cadeia foi encerrada com a intervenção dos operadores, 15 minutos depois.

Onze anos antes deste incidente, duas outras instalações nucleares japonesas da mesma empresa também passaram por incidentes semelhantes.

Nenhum dos três eventos (incidentes) teve maiores consequências.



### 3) 30 de setembro de 1999 – Tokaimura – Japão

Em 1999, o acidente de Tokaimura ocorreu em uma planta muito pequena de preparação de combustível operada pela Japan Co. Conversão de Combustível Nuclear (OAC), uma subsidiária da Sumitomo Metal Mining Co. Não fazia parte do ciclo de combustível de produção de eletricidade, nem era uma rotina a operação de fabricação em que os operadores, se poderia supor, conhecessem os seus postos de trabalho razoavelmente bem.

A planta particular da JCO em Tokaimura foi comissionada em 1988 e processava até 3 toneladas por ano de urânio enriquecido até 20% de  $^{235}\text{U}$ , um enriquecimento muito maior do que para os reatores de potência para geração de energia. Ela usava um processo por via úmida.

O procedimento de preparação do combustível nuclear aprovado envolvia dissolução de óxido de urânio ( $\text{U}_3\text{O}_8$ ) em pó com ácido nítrico em um tanque de dissolução, em seguida, transferia a sua forma de solução de nitrato de urânio puro a uma coluna de armazenamento para a mistura, seguido de transferência para um tanque de precipitação. Este reservatório era cercado por uma camisa de refrigeração a água para remover o excesso de calor gerado pela reação química exotérmica. A prevenção da criticalidade foi baseada nas exigências de licenciamento geral de limitação de volume e massa, bem como sobre o desenho do processo. Uma parte fundamental do projeto foi a coluna de armazenamento com uma geometria segura contra criticalidade e que permitia um controle cuidadoso da quantidade de material transferida para o tanque de precipitação.

No entanto, o processo de trabalho da empresa foi modificado três anos antes do acidente, sem a permissão das autoridades reguladoras, para permitir que óxido de urânio fosse dissolvido em baldes de aço inox ao invés do tanque de dissolução. Posteriormente, os operadores decidiram acelerar o processo depositando a solução diretamente no tanque de precipitação. A mistura, que deveria ser feita na coluna de armazenamento, foi realizada por agitação mecânica no tanque de precipitação, ignorando assim os controles de criticalidade. Também não houve controle adequado da quantidade a ser colocada no tanque de precipitação.

Em 30 de setembro três trabalhadores estavam preparando um pequeno lote de combustível para o reator experimental rápido JOYO, usando o urânio enriquecido a 18,8% de  $^{235}\text{U}$ . Foi o primeiro lote de combustível da JCO para o reator que em três anos, operava sem qualificação adequada e requisitos de formação de trabalhadores para o processo. Eles haviam anteriormente usado este procedimento muitas vezes com urânio em muito menor enriquecimento (menos de 5%), e não tinham conhecimento das implicações de criticalidade para o enriquecimento de 18,8%. Por volta das 10h35min, quando o volume da solução no tanque de precipitação atingiu cerca de 40 litros, contendo aproximadamente 16 kg de U, uma massa crítica foi atingida.

No ponto de criticalidade, a reação em cadeia de fissão nuclear se tornou autossuficiente e começou a emitir radiação gama intensa e nêutrons, disparando alarmes. Não houve explosão, e os produtos de fissão foram progressivamente liberados no interior do edifício. O fato de ser um processo por via úmida fez com que a água da solução fornecesse moderação de nêutrons e acelerasse a reação (a maioria das plantas utiliza processos de preparação de combustível seco). A criticalidade permaneceu intermitentemente por cerca de 20 horas. Como a solução fervia vigorosamente, vazios eram formados e a criticalidade cessava, mas quando a solução era resfriada os vazios

desapareciam, e a reação era reiniciada. A reação foi interrompida quando a água de resfriamento em torno do tanque de precipitação foi drenada, uma vez que esta água agia como um refletor de nêutrons. Uma solução de ácido bórico (absorvedor de nêutrons) foi finalmente adicionada ao tanque para garantir que o conteúdo permanecesse subcrítico. Nessas operações, 27 trabalhadores foram expostos a alguma radioatividade. A tarefa seguinte foi a instalação de blindagem para proteger as pessoas de fora do prédio da radiação gama dos produtos de fissão no tanque. A radiação com nêutrons havia cessado.

A radiação (nêutrons e raios gama) emana quase totalmente do tanque, não de quaisquer materiais dispersos. Os edifícios que abrigam as instalações de processamento nuclear como essa normalmente são mantidas em uma pressão inferior a atmosfera, de forma que não há fuga de ar para fora, e qualquer contaminação é removida por filtros de ar conectados a uma chaminé. Neste caso, os radionuclídeos gerados no interior do edifício de conversão foram coletados pela alta eficiência dos filtros de ar, apesar de gases nobres passarem através dos filtros. Um teste de fumaça em 05 de outubro confirmou que a pressão negativa foi mantida (ou seja, a integridade estrutural do edifício foi satisfatória) e que o sistema de ventilação estava funcionando. No entanto, devido à detecção de baixos níveis de  $^{131}\text{I}$  liberado para o meio ambiente através da exaustão, mais tarde foi decidido parar a ventilação e invocar o confinamento passivo previsto com a construção. Cinco horas após o início da criticalidade, começou a evacuação de cerca de 161 pessoas de 39 famílias, num raio de 350 m do edifício da conversão. Doze horas após o início do acidente, moradores no raio de 10 km foram instruídos a ficar em casa como medida de precaução, e esta restrição foi suspensa na tarde seguinte.

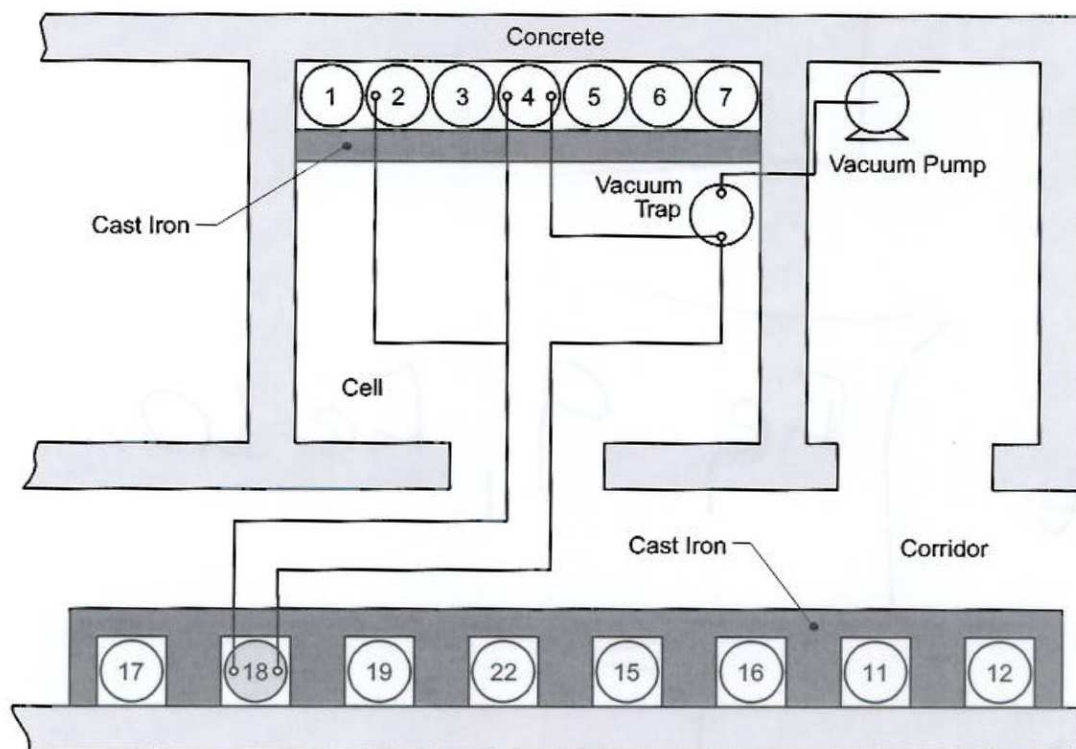
O acidente foi classificado pelas autoridades japonesas como nível 4 da International Nuclear Event Scale (INES) da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), indicando um evento sem risco “off-site” significativo. Foi essencialmente um acidente de “irradiação”, e não um acidente de “contaminação”, uma vez que não resultou em qualquer liberação significativa de materiais radioativos.

Os três trabalhadores foram internados, dois em estado crítico. Um morreu 12 semanas depois, outro sete meses depois. Os três aparentemente receberam doses de radiação de corpo inteiro de 10.000 a 20.000, 6.000 a 10.000 e 1000 a 5000 mSv (cerca de 8.000 mSv é normalmente uma dose fatal), respectivamente. Doses por mais 436 pessoas foram avaliadas, 140 com base na medição e 296 em valores estimados. Nenhuma excedeu 50 mSv (a dose máxima permitida anual), apesar de em 56 trabalhadores da planta expostos acidentalmente a dose variou até 23 mSv e mais 21 trabalhadores receberam doses elevadas, quando ocorreu a drenagem do tanque de precipitação. Sete trabalhadores imediatamente fora do estabelecimento receberam doses estimadas em 6 a 15 mSv (efeitos combinados entre nêutrons e gama).

4) 15 de março de 1953 – Mayak - Rússia

O acidente ocorreu em um prédio de processamento de plutônio. O plutônio havia sido recuperado de varetas de urânio irradiadas. Após a separação das varetas de urânio combustível, o plutônio, sob a forma de solução de nitrato, foi submetido a várias etapas de purificação. Operações foram realizadas em turnos de 6 horas, quatro turnos por dia. O edifício não foi equipado com um sistema de alarme de criticalidade.

Após purificação, a solução de nitrato de plutônio foi encaminhada para uma área de teste antes de ser enviada para mais processamento. Operações realizadas dentro da área de teste incluíam mistura, diluição, medição do volume, concentração e pureza de amostras de plutônio e estocagem temporária. A solução de plutônio que não atendeu os requisitos de pureza retornou para purificação adicional. A área de teste consistiu de uma célula de concreto e espaço adjacente localizado no corredor de fora da célula. A Figura 10 mostra o layout da célula de concreto e corredor.



**Figura 10** – Layout dos vasos e equipamentos na área de teste.

A área de teste continha 15 vasos cilíndricos de aço inoxidável idênticos, cada qual com uma única identificação numérica. Os vasos tinham 400 mm de diâmetro e 320 mm de altura com o eixo cilíndrico orientado verticalmente. A área de teste não estava equipada com instrumentos de monitoramento de radiação. O controle de criticalidade foi implementado por um limite de 500 gramas de massa de plutônio por vaso. O apoio da segurança de criticalidade contou com o esforço

de uma equipe de físicos em tempo parcial. Operadores não foram treinados em segurança criticalidade.

Os 15 vasos foram separados em dois arranjos lineares. O primeiro arranjo, contendo 7 vasos espaçados, estava localizado perto da parede traseira da célula de concreto. Este arranjo foi instalado em maio de 1952 e as soluções foram transferidas através de linhas de transmissão instaladas permanentemente. A célula de concreto tinha 3 m de largura, 2 m de profundidade e 2,5 m de altura. O topo das superfícies dos vasos tinha menos de 1 m acima do piso da célula. Localizado em frente ao arranjo na vertical havia uma chapa de ferro fundido de espessura 200 mm. Além disso, havia uma placa de espessura 125 mm de ferro fundido localizada horizontalmente acima dos 7 vasos. Essa placa tinha recortes acima de cada vaso para permitir o acesso à conexões de mangueiras. Placas de cádmio foram posicionadas verticalmente entre os 7 vasos. Procedimentos requeriam que, para os propósitos de segurança de criticalidade, os vasos 2, 4 e 6 NUNCA contivessem solução. Essa restrição tinha a expectativa de uma redução da interação neutrônica entre os vasos.

O segundo arranjo contendo 8 vasos uniformemente espaçados estava localizado no corredor de fora da célula de concreto. Esse segundo arranjo foi instalado após constatação de que o primeiro arranjo tinha uma capacidade insuficiente para o volume de solução de plutônio a ser processado. Cada vaso no arranjo foi blindado individualmente por cerca de 175 mm de ferro fundido nos 4 lados e com concreto no piso e no teto. O acidente de criticalidade ocorreu no vaso 18. Operações de teste envolvendo soluções transferiram as soluções entre vasos em um arranjo e entre arranjos. Transferências de vácuo entre dois arranjos foram realizadas manualmente conectando as mangueiras de até 7 m de comprimento. O sistema de vácuo estava localizado em uma sala adjacente à célula de concreto. Para impedir que a solução de plutônio entrasse no sistema de vácuo, uma armadilha de vácuo, localizada na célula de concreto, foi utilizada. Este vaso com a armadilha de vácuo foi feito de vidro para permitir uma inspeção visual.

Procedimentos exigiam que as instruções escritas para cada turno devessem ser revistas pelo pessoal de operação no início do turno. Uma equipe de duas ou três pessoas realizava as operações. Procedimentos também exigiam que o pessoal do turno analisasse os resultados da análise da amostragem da solução.

No domingo, 15 de março de 1953, as instruções escritas alertavam o pessoal nos turnos que duas transferências de solução de plutônio foram programadas para chegar a esses vasos na célula de concreto. A Tabela 1 mostra o conteúdo dos sete vasos, como registrado no registro operacional antes do acidente. Nota-se que, em violação dos procedimentos, os vasos 2 e 4 estavam em uso, e os 500 gramas de massa limite estavam sendo ignorados. Um plano foi preparado para receber a primeira transferência de solução de plutônio. O plano especificava que o conteúdo dos vasos 2 e 4 deveriam ser transferidos para o vaso 18, que estava localizado no segundo arranjo. O registro operacional mostrava que o vaso 18 apresentava-se vazio. Com base nos valores da Tabela 1 e no pressuposto de que o vaso 18 estava vazio, essa transferência resultou em no vaso 18 ter um volume de solução e massa de plutônio apresentados na Tabela 2.

**Tabela 1 - Conteúdo dos vasos de 1 a 7 conforme relatado no registro operacional antes do acidente.**

| Número do Vaso | Volume da Solução (litros) | Massa de Plutônio (g) | Concentração de Plutônio (g/l) |
|----------------|----------------------------|-----------------------|--------------------------------|
| 1              | 15,0                       | 672,0                 | 44,8                           |
| 2              | 10,0                       | 58,0                  | 5,8                            |
| 3              | 15,5                       | 567,0                 | 36,6                           |
| 4              | 16,0                       | 566,0                 | 35,4                           |
| 5              | 0,0                        | 0,0                   | 0,0                            |
| 6              | 0,0                        | 0,0                   | 0,0                            |
| 7              | 0,0                        | 0,0                   | 0,0                            |
| Total          | 56,5                       | 1863,0                |                                |

**Tabela 2 - O conteúdo esperado para o vaso 18 após a transferência prevista.**

| Número do Vaso | Volume da Solução (litros) | Massa de Plutônio (g) | Concentração de Plutônio (g/l) |
|----------------|----------------------------|-----------------------|--------------------------------|
| 18             | 26,0                       | 624,0                 | 23,8                           |

Dois operadores realizaram a transferência de solução dos vasos 2 e 4 para o vaso 18. Um operador foi posicionado próximo ao vaso 18 e o outro estava na célula junto aos vasos 2 e 4. Após a conclusão da transferência, o operador junto ao vaso 18 desconectou-o da mangueira. Imediatamente depois de desconectar a mangueira, o operador percebeu a formação de espuma e liberação de gás violenta do vaso. Com suas mãos o operador também observou que a temperatura do vaso estava elevada muito acima da temperatura ambiente. O operador na célula percebeu que a solução tinha acumulado na armadilha de vácuo de vidro. O operador no corredor imediatamente reconectou a mangueira de transferência no vaso 18. Ambos operadores, então, decidiram transferir o conteúdo do vaso 18 de volta ao vaso 4.

A perda para a armadilha de vácuo durante a excursão explica porque a criticalidade não voltou a ocorrer durante esta transferência. Água e ácido nítrico em seguida foram adicionados ao vaso 4 para diluir e resfriar o conteúdo. Os operadores, em seguida, dividiram o conteúdo do vaso 4 para transferi-lo para os vasos de 22 e 12, localizados no corredor. Nenhum dos dois operadores teve qualquer formação em segurança de criticalidade nem reconheceu que um acidente de criticalidade estava ocorrendo. Eles não esperavam que houvesse qualquer problema de saúde e optaram por não comunicar as suas observações. Eles continuaram a realizar o trabalho do turno recebendo 15,5 litros de solução contendo 614 g de plutônio no vaso 5.

Dois dias após o acidente, em 17 de março de 1953, o operador posicionado próximo ao vaso 18 na hora do acidente abruptamente ficou doente e pediu assistência médica. Uma investigação foi iniciada depois que o operador relatou a sua doença. A investigação determinou que o registro de funcionamento no início do turno em 15 de março de 1953 tinha um erro (Tabela 1). O conteúdo do vaso 1 no início da mudança foi na verdade de 10 litros de solução contendo 448 g de plutônio, e

não 15 litros de solução com 672 g de plutônio. Ou seja, o vaso 1 continha solução de 5 litros menos do que o registrado no registro operacional. A investigação também determinou que os 5 litros que faltavam tinham sido transferidos para o vaso 18, antes do início do turno. A Tabela 3 mostra o conteúdo real do vaso 18 na hora do acidente. No entanto, o inquérito não foi capaz de determinar quem fez a transferência ou em que lugar ela foi realizada.

**Tabela 3 - Conteúdo real do vaso 18 no momento do acidente.**

| Número do Vaso | Volume da Solução (litros) | Massa de Plutônio (g) | Concentração de Plutônio (g/l) |
|----------------|----------------------------|-----------------------|--------------------------------|
| 1              | 5,0                        | 224,0                 | 44,8                           |
| 2              | 10,0                       | 58,0                  | 5,8                            |
| 4              | 16,0                       | 566,0                 | 35,4                           |
| Total          | 31,0                       | 842,0                 | 27,2                           |

Como parte da investigação, ambos, experimento e cálculos, foram realizados para estimar as condições de criticalidade no vaso 18. Os resultados determinaram que 30 litros de solução contendo 825 g de plutônio (27,5 g/l) seriam necessários para a criticalidade. Esses valores concordam estreitamente com a melhor estimativa do conteúdo do vaso 18 no momento do acidente, 31 litros de solução com  $848 \pm 45$  g de plutônio (27,4 g/l). Uma das causas que contribuíram para o acidente foi a transferência não registrada, de 5 litros de solução a partir do vaso 1 para o vaso 18.

A excursão acidental resultou em aproximadamente  $2 \times 10^{17}$  fissões. Esta estimativa foi baseada em um aumento de temperatura de 60 °C em 31 litros de solução. O aumento de 60 °C na temperatura foi baseado na observação grosseira que a solução após o acidente chegou, ou aproximou-se, da temperatura de ebulição. O acidente não causou nenhum dano físico a qualquer equipamento. O operador posicionado na célula recebeu uma dose estimada de 100 rad. O operador próximo do vaso 18 recebeu uma dose estimada de 1.000 rad. Ele sofreu uma grave doença de radiação e amputação das duas pernas. Ele morreu 35 anos depois do acidente.

Procedimentos em vigor antes do acidente foram inequívocos ao especificar que os vasos 2, 4 e 6 nunca deveriam conter solução. A presença de solução nos vasos 2 e 4 no início do turno anterior ao acidente mostra que os procedimentos estavam sendo violados. As entradas na Tabela 1 mostram também que o limite de massa de 500 g por vaso estava sendo violado.

### 5) 21 de abril de 1957 – Mayak - Rússia

Este acidente ocorreu em um grande edifício industrial que realizava várias operações com urânio altamente enriquecido. As operações foram conduzidas em turnos de 6 horas, 4 turnos por dia. Salas contendo várias gloveboxes separadas entre si por cerca de 2 m e interligadas para transferência de líquidos e linhas de vácuo. O acidente ocorreu em um vaso que recebia filtrado como parte do lote, processamento de resíduos líquidos e as operações de recuperação.

Um layout da gloveboxe e seus equipamentos são mostrados na Figura 11. O fluxo de processo normal foi o seguinte: a matéria-prima principal, nitrato de urânio impuro, foi gerada no montante das operações de purificação do U metálico. Este, junto ao ácido oxálico, foi introduzido no vaso de precipitação, que foi equipado com um agitador e um revestimento aquecedor externo de vapor/água. Para um lote que normalmente contém algumas centenas de gramas de urânio em cerca de 10 litros de líquido, a concentração mais frequente é de 30 a 100 gU/l. O agitador ficou em funcionamento contínuo durante o processo para evitar o acúmulo de oxalato precipitado no fundo do vaso. A precipitação do oxalato de urânio tri hidratado procedeu de acordo com a seguinte reação:

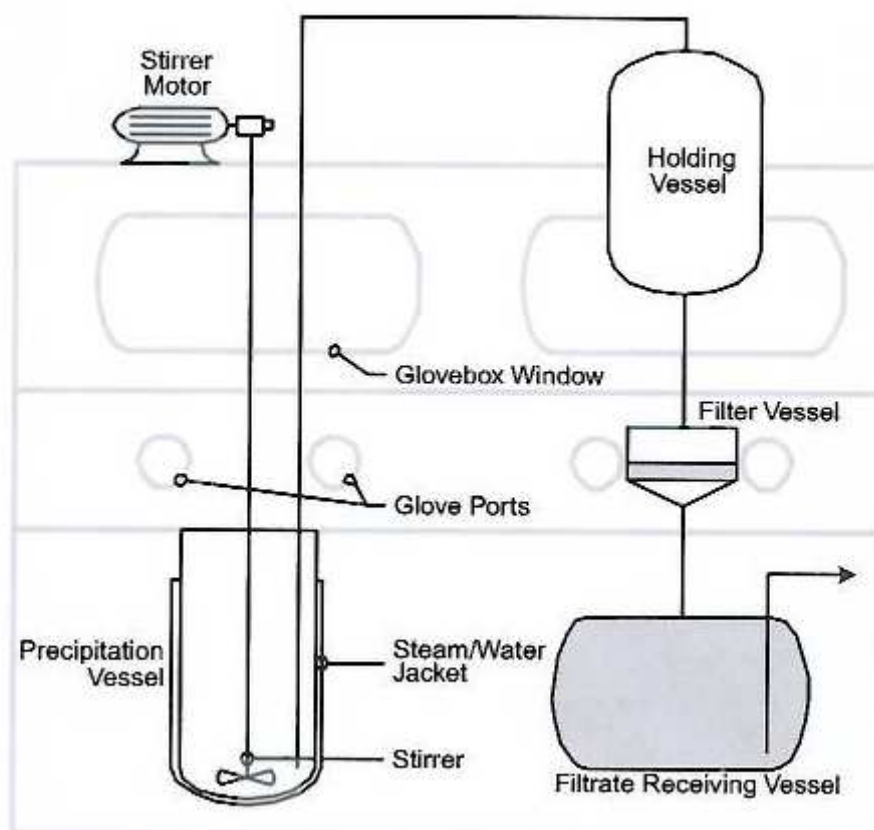


A suspensão do precipitado de oxalato foi então transferida a vácuo a um tanque do qual foi drenado para um vaso filtro. O precipitado contendo o urânio foi coletado no filtro de tecido, e o filtrado foi puxado através de vácuo e coletado em um vaso receptor de filtrado, onde ocorreu o acidente. Este vaso era um cilindro horizontal de 450 mm de diâmetro por 650 mm de comprimento e tinha um volume de cerca de 100 litros. Tal como indicado na Figura 11, o filtrado foi removido através de um tubo de imersão e transferido para uma gloveboxe adjacente.

Uma hierarquia de dois níveis de procedimentos e requisitos foi seguida. Documentos de nível superior descreviam as operações que abrangem grandes áreas de trabalho em termos gerais, enquanto orientações sobre criticalidade estavam contidas no manual de instruções e folhas de dados enviado para cada gloveboxe. Especificações associadas a cada lote, tais como: a massa físsil, tempo, temperatura e os operadores responsáveis, foram registradas nas folhas de dados, que foram conservadas durante um mês. Entradas importantes a partir de folhas de dados foram transcritas para os registros principais que foram mantidos por um ano.

Considerações operacionais e como manusear a massa físsil ditou o projeto e layout das gloveboxes. Assim, as peças principais dos equipamentos não eram necessariamente de geometria favorável. Limitação da massa físsil por lote foi o simples controle da criticalidade em todas as gloveboxes. O procedimento alertava para a massa de U por lote ser inferior a 800 g. A massa físsil foi determinada a partir do volume conhecido e concentração do nitrato de urânio. Historicamente isto resultou no controle da massa físsil relativamente preciso.





**Figura 11** – Layout de equipamento para precipitação de oxalato e processo de filtragem.

No entanto, apesar do fato de o operador seguir os procedimentos disponíveis e não violar os controles de criticalidade houve vários fatores que contribuíram para o acúmulo de urânio muito acima do esperado:

- A temperatura da solução de precipitação foi uma variável importante no processo, mas não havia nenhum dispositivo de vigilância, como um termopar. O aumento da temperatura foi controlado pelo tempo de aquecimento, normalmente cerca de 10 minutos, a solução não foi levada à ebulição. Além da temperatura, a estequiometria da solução foi importante, mas o controle da concentração de urânio era bastante impreciso.

Portanto, o sobrenadante, que alimentou o filtro do vaso poderia ter tido uma temperatura elevada e/ou acidez, resultando em uma maior concentração de urânio do que o previsto. Após o sobrenadante (agora chamado de filtrado) entrar no vaso receptor de filtrado ele foi resfriado, resultando na precipitação adicional de oxalato de uranila tri hidratado e sua acumulação lenta em uma crosta dura e fina em boa parte do interior menor do vaso receptor de filtrado.

- Enquanto não se soube com certeza, suspeitou-se que pequenos defeitos na tela do filtro também possam ter contribuído para um aumento da taxa de acúmulo de sedimento no vaso de filtrado.



Procedimentos alertavam para o filtro de tecido ser substituído com base em qualquer evidência visual de defeitos ou taxas de fluxo excepcionalmente altas através do filtro.

- Instruções de operação exigiam responsabilidade no balanço entre a entrada de massa físsil e corrente de produtos físeis. Se a diferença fosse inferior a 5%, então o próximo lote poderia ser introduzido na gloveboxe, mas, se a diferença fosse superior a 5%, então era necessário que os vasos fossem limpos. Os procedimentos operacionais requeriam que esses vasos fossem limpos em um horário específico, no entanto, não havia aparentemente nenhuma limitação no número de lotes que poderiam ser processados entre as limpezas se o limite de 5% não fosse excedido. Além disso, não houve acompanhamento da quantidade de massa físsil que foi acumulada entre limpezas.
- Não houve instrumentação on-line para medir parâmetros de processo tais como a concentração de urânio ou o acúmulo no vaso receptor.
- Não havia nenhuma maneira operacionalmente conveniente para inspecionar visualmente o interior do vaso receptor de filtrado.
- Finalmente, uma provável importante colaboradora para o acidente foi uma mudança processual que ocorreu dois meses antes. Na tentativa de minimizar a contaminação pessoal e inatividade do processo associado com a prática anterior de limpeza física/mecânica de rotina dos vasos, foi decidido que um ácido simples usado na lavagem dos vasos seria adequado. Dois meses após a implementação dessa mudança processual, o acidente ocorreu.

Embora não seja um requisito para o controle de criticalidade, o pessoal de controle de radiação verificava periodicamente o acúmulo de urânio com instrumentos portáteis de raios gama de fora da gloveboxe. Eles não tinham relatado qualquer aumento da radiação de fundo antes do acidente.

O acidente de criticalidade ocorreu durante o que foi pensado ser a rotina de filtragem a vácuo de um lote de precipitado de oxalato de uranila tri hidratado. Olhando pela janela da gloveboxe, o operador observou um inchamento em cima do tecido do filtro do vaso, seguido de uma violenta liberação de gás e de ejeção de alguns precipitados para fora do filtro do vaso e no chão da gloveboxe. O operador instintivamente recolheu o precipitado com mão e colocou-o no filtro do vaso. Imediatamente depois (segundos, não minutos), o operador começou a se sentir mal. A liberação de gás ou vapor continuou por cerca de 10 minutos, no qual houve tempo suficiente para que a solução fosse ejetada do vaso receptor de filtrado para dentro da armadilha de vácuo de uma gloveboxe adjacente o que causou o fim da excursão.

Não havia sistema de alarme de criticalidade ou outros meios para alertar o operador ou o pessoal de perto que um acidente de criticalidade havia ocorrido. Além disso, os operadores não tiveram treinamento de segurança de criticalidade. Originalmente, as provas circunstanciais da liberação de gás no filtro do vaso e de doença súbita do operador estavam confundindo o pessoal operacional na sala.

O fato de que um acidente de criticalidade havia ocorrido foi determinado por uma pessoa de controle de radiação chamado à cena. As medições indicaram que um intenso campo de radiação gama, foi proveniente do vaso receptor de filtrado. Essas medições foram feitas cerca de 15 a 20 minutos após o acidente. A pessoa de controle de radiação ordenou a evacuação imediata da área.

Cerca de 5,5 horas após o evento, a taxa de exposição medida foi de 18 R/h, a uma distância de 1,5 m a partir do vaso receptor de filtrado. Estima-se que esta taxa de exposição correspondeu a aproximadamente  $1 \times 10^{17}$  fissões. Dezesete horas após o acidente, a determinação da atividade específica de  $^{24}\text{Na}$  no sangue do operador mostrou 245 Bq/cm<sup>3</sup>. Com base na análise feita naquele momento, essa atividade era compatível com uma dose absorvida de corpo inteiro de cerca de 3.000 rad. O operador morreu 12 dias após o acidente.

Cinco outros operadores estavam na sala a diferentes distâncias da reação do vaso no momento do acidente. Eles receberam doses estimadas em mais de 300 rad. Todos eles sofreram de doenças temporárias causadas por radiação, mas se recuperaram sem aparentes efeitos à saúde em longo prazo.

Após o desmantelamento da glovebox e limpeza dos diversos equipamentos, um total de 3,06 kg de  $^{235}\text{U}$  foi descoberto no vaso receptor de filtrado. Este material encontrava-se principalmente em duas formas: uma crosta fina e dura, devido ao acúmulo de longo prazo e um precipitado em flocos, cuja concentração diminuiu com a altura do vaso. O acidente não causou danos mecânicos a este vaso, e a sala não foi contaminada. A glovebox foi desmontada, limpa e remontada essencialmente com o equipamento original. A operação foi retomada depois de apenas alguns dias. Durante o tempo de inatividade, um medidor de radiação foi instalado na glovebox, manual de instruções foram revistos, e um treinamento de reforço dos operadores foi implementado.

Este acidente levou à decisão de criar uma planta com capacidade de medidas para experimentos de criticalidade para melhor determinar os parâmetros críticos para os vasos em uso rotineiro. O acidente de criticalidade em Mayak em 2 de janeiro de 1958, apresentado a seguir, envolveu configuração de um experimento crítico.

#### 6) 2 de janeiro de 1958 – Mayak - Rússia

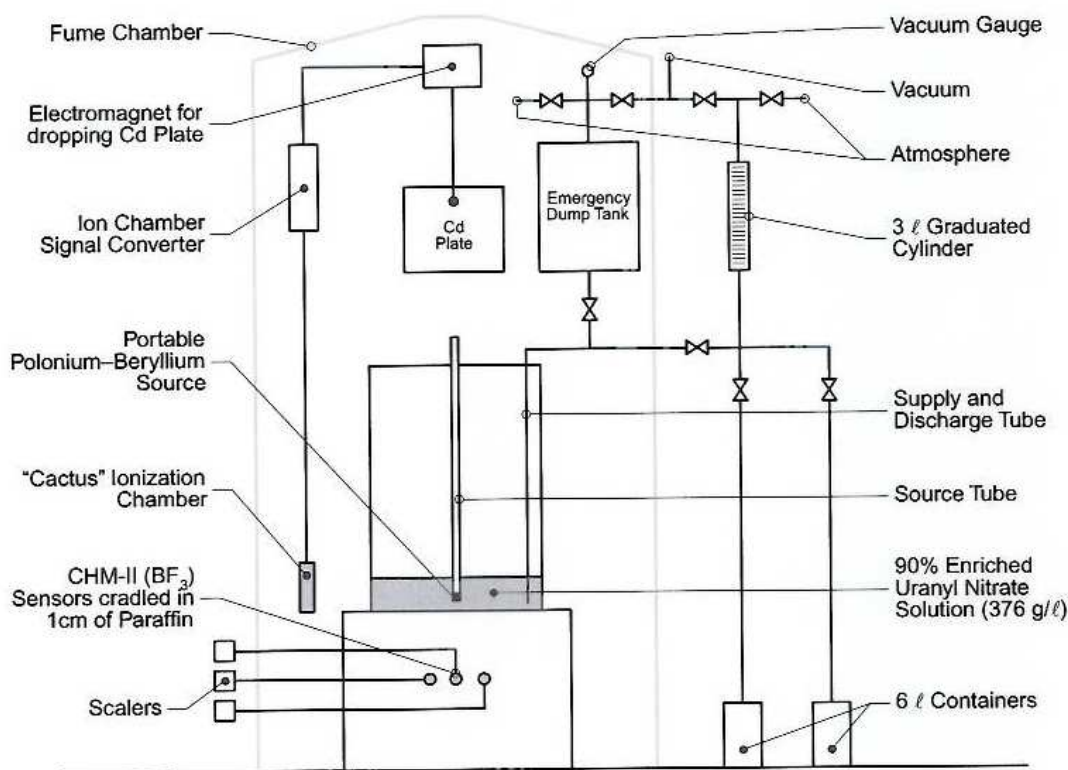
Este acidente, em particular, foi o único que ocorreu durante as operações com um vaso utilizado para planta de experimentos críticos. No entanto, o acidente ocorreu bem após o término de um experimento e durante as operações de manuseio relacionadas com a transferência de solução físsil em frascos de geometria favorável, e foi classificado como um acidente de criticalidade de processo.

Após o acidente de 21 de abril de 1957, decidiu-se criar um experimento de pequena escala com capacidade para medir os parâmetros críticos da solução de nitrato de urânio com concentração elevada e altamente enriquecida. Isto foi considerado necessário em virtude da ampla utilização de vasos com geometria desfavorável nos processos, as incertezas nos parâmetros críticos, e em reconhecimento de dois acidentes de criticalidade na mesma planta. Anteriormente, as dimensões críticas dos vasos e concentrações críticas da solução, as massas e os volumes foram estimados com base nos cálculos. A capacidade experimental foi criada no mesmo prédio onde grandes volumes desse material eram processados, dando um acesso eficiente à solução físsil.

A montagem do pequeno experimento crítico, mostrado na Figura 12, foi feita em uma sala separada do edifício principal de processo. Ele estava em funcionamento há apenas dois meses antes do acidente. Durante as medições, os pesquisadores de criticalidade trabalharam em um painel de controle localizado a poucos metros de distância da instalação e protegido por uma blindagem de 500 mm de espessura, um tanque retangular cheio de água, localizado a 600 mm do vaso do experimento. Não haviam alarmes criticalidade instalados no prédio.

Aquele era o primeiro dia de trabalho depois do feriado do Ano Novo. Enquanto a planta geralmente funcionava continuamente em quatro turnos de 6 horas diárias, só havia uma equipe de pesquisadores de criticalidade. Eles estavam trabalhando em seu primeiro turno do ano novo, das 13h00min às 19h00min. Outros operadores da instalação foram envolvidos na preparação da solução físsil e na montagem do aparato experimental, mas as experiências críticas foram realizadas pela equipe de pesquisadores de criticalidade que conhecia os procedimentos.

As séries de experimentos anteriores haviam se concentrado na determinação de parâmetros críticos para vasos menores e tinham sido concluídas antes do final do ano. Durante os últimos dias úteis de dezembro, o equipamento para as próximas séries experimentais foi montado. Este foi o primeiro experimento realizado com este vaso maior. O equipamento era uma cuba cilíndrica de aço inox, de 750 mm de diâmetro interno, com uma espessura de 2 a 4 mm, representando os vasos de uso comum na instalação. A solução físsil, de concentrações e volumes conhecidos, foi acrescentada por cima, com um cilindro graduado de 3 litros de capacidade.



**Figura 12** – Layout do equipamento experimental.

O vaso do experimento foi trancado em uma estante e assentado em cima de uma placa de suporte de aço 8 mm de espessura, aproximadamente 0,8 m acima do piso de concreto e pelo menos 1,5 m de quaisquer paredes. Assim ficou basicamente sem reflexão, aproximando-se de várias situações da planta. A capacidade do vaso era superior a 400 litros permitindo estado crítico a ser medido através de uma ampla gama de condições. Um tubo guia central acomodava uma fonte de nêutrons, e o fluxo da fuga de nêutrons foi monitorado com um contador proporcional  $\text{BF}_3$  localizado embaixo do tanque. A abordagem empregada para medições críticas foi a técnica de multiplicação inversa.

Após cada experimento concluído, os procedimentos escritos alertavam para a solução a ser drenada através de uma linha para frascos de 6 litros de geometria favorável. Este processo deveria ser repetido até todo o vaso ser drenado. Depois de preencher alguns desses frascos, os pesquisadores julgaram que o volume da solução remanescente era altamente subcrítico. Decidiu-se então driblar a rotina (um processo de drenagem tedioso), e manualmente despejar o restante da solução de 418 gU(90)/l do vaso. Para isso, a fonte de nêutrons e seu tubo guia foram retirados e, em seguida, o vaso destravado de seu suporte. Então, três dos experimentadores manualmente ergueram o vaso e começaram a movê-lo (a fim de despejar o conteúdo diretamente em recipientes) quando a excursão ocorreu.

Eles imediatamente notaram um flash (devido à radiação de Cherenkov) e, simultaneamente, a solução físsil foi violentamente ejetada, atingindo o limite máximo de cerca de 5 m acima. Os três pesquisadores derrubaram o vaso e, junto a um quarto experimentador que estava localizado a cerca de 2,5 m de distância da excursão, foram imediatamente levados para o vestiário, tomaram banho, e foram transportados para o hospital. A combinação de reflexão adicional a partir dos três

experimentadores e, as mudanças na geometria do volume da solução, foram suficientes para o sistema exceder o pronto crítico.

Com base na atividade dos produtos de fissão na solução, o rendimento de pulso único foi avaliado em cerca de  $2 \times 10^{17}$  fissões. O total das doses absorvidas de nêutrons e gama foi estimado em  $6.000 \pm 2.000$  rad para os três experimentadores que levantaram o tanque e 600 rad para o colega de trabalho a 2,5 m. Os três trabalhadores maciçamente expostos morreram no intervalo de 5 a 6 dias. O quarto experimentador sobreviveu, mas teve doença de radiação aguda, seguida por problemas de saúde contínuos. Ele desenvolveu catarata e perdeu a visão em ambos os olhos, alguns anos depois. Devido às graves consequências deste acidente, o aparato experimental foi desmontado e o programa de experimento crítico na planta foi encerrado.

Alguns dos fatores que contribuíram para o acidente estão listados abaixo:

- Violação do procedimento que estipulou a drenagem total da solução do experimento em frascos de 6 litros.
- Destravamento e remoção do vaso do experimento quando ele continha solução. Isso não era permitido especificamente no procedimento operacional.
- O projeto do suporte experimental que tornou relativamente fácil de desparafusar e remover o vaso experimental.
- A reflexão adicional fornecida pelos operadores e por estar mais próximo ao chão.
- A falta de conhecimento e conscientização dos operadores quanto às grandes mudanças de reatividade que podem ocorrer com mudanças no formato de soluções com  $H/D \ll 1$ .

### 7) 16 de junho de 1958 – Oak Ridge Y-12 Plant

Este acidente ocorreu na Ala C-1 do Prédio 9212 da Instalação Y-12, em um processo destinado a recuperar o urânio enriquecido, U(93) a partir de vários resíduos sólidos. Os resíduos sólidos seriam dissolvidos em ácido nítrico, purificados, concentrados e em seguida, convertidos em tetra fluoreto de urânio. Um sistema semelhante, utilizando uma tecnologia mais nova, tinha sido instalado e estava funcionando na Ala B-1 do edifício. No entanto, devido a atrasos no funcionamento do equipamento de conversão de UF<sub>4</sub>, a solução produzida estava sendo transferida para a Ala C-1 para a conversão final.

Nos dias imediatamente antes do acidente, todas as atividades da instalação (Prédio 9212) haviam sido suspensas para a contabilização do inventário de material fissil. Devido à complexidade da instalação, o inventário necessitou de vários dias, e nem todos os processos foram parados e reiniciados ao mesmo tempo.

No dia do acidente, a produção já havia sido retomada na Ala B-1, mas não na Ala C-1. A Figura 13 traz um diagrama simplificado dos vasos da Ala C-1 e dos equipamentos envolvidos no acidente. O inventário necessitava da desmontagem e limpeza dos três vasos de 5 polegadas (127 mm) de diâmetro (FSTK 1-2, 6-1 FSTK, FSTK 6-2) usados para armazenar a solução de nitrato de urânio. Antes da retomada das operações, foi necessário montar e testar o vazamento nos vasos.

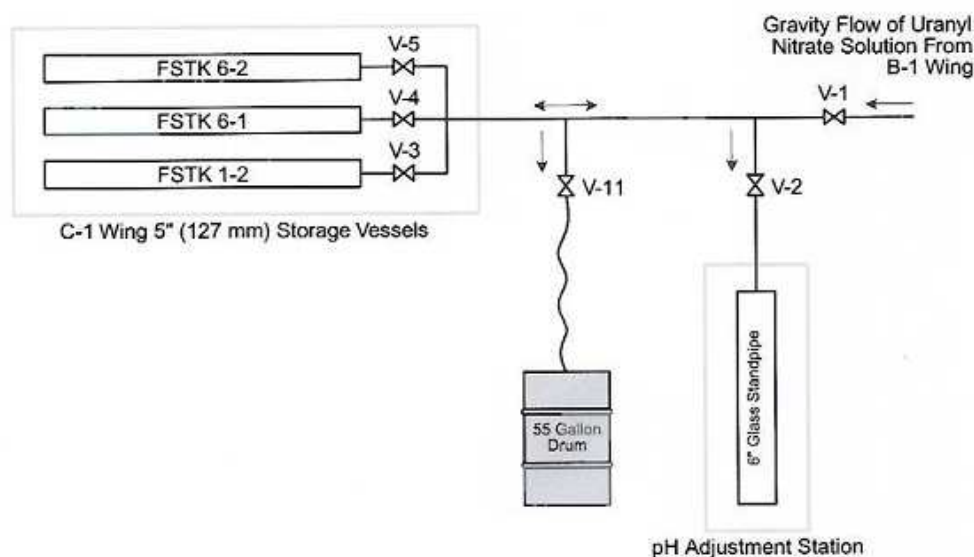
Todo esse processo normalmente exige vários turnos de 8 horas para ser concluído.

A aproximadamente 01h00min do turno anterior ao acidente (23h00min domingo, 15 de junho, às 07h00min, segunda-feira 16 de junho), o supervisor da Ala C-1 observou que a solução de nitrato de urânio estava presente em um vaso de vidro de diâmetro de 6 polegadas (152 mm), que fazia parte da estação de ajuste de pH (Figura 13). Ele instruiu um operador para drenar o vaso. Às 05h00min, o supervisor notou novamente o nitrato de urânio no frasco e questionou o operador para saber se ele tinha sido drenado anteriormente. O operador confirmou que tinha sido, e após mais uma investigação, eles determinaram que a solução estivesse vazando dentro do tubo vertical através da válvula V-2. A válvula foi fechada, e o vaso foi novamente drenado.

Às 07h00min, em 16 de Junho, ocorreu a mudança de rotina e o supervisor da Ala C-1 foi dispensado.

O supervisor disse que informou o seu substituto dos incidentes de vazamento de nitrato de urânio, mas não houve menção a ele no registro de funcionamento. Às 08h00min um supervisor adicional da Ala C-1 chegou.

Entre outras tarefas, uma delas era supervisionar a verificação de vazamentos dos três vasos. Os vasos foram limpos e remontados na semana anterior.



**Figura 13** - Diagrama simplificado dos vasos da Ala C-1 e a interligação de tubulações envolvidas no acidente.

Além disso, as operações não foram relatadas na Ala C-1. Dessa forma, o supervisor considerou desnecessário verificar o painel indicador de nível do vaso ou se preocupar com a condição de aberto ou fechado de qualquer uma das válvulas do vaso. O supervisor designou dois operadores para verificar o vazamento de três vasos (que envolveu simplesmente enchê-los com água), dando-lhes instruções específicas para verificar a válvula V-1, porque a Ala B-1 havia retomado suas operações.

É desconhecido para qualquer pessoa na época, que o nitrato de urânio tenha vazado da Ala B-1 através da válvula V-1 desde as primeiras horas do turno anterior até cerca de 13h30min, quando um dos operadores a verificou (e aplicando a pressão total fechou a válvula), conforme instruções do supervisor. Antes disso, o nitrato de urânio estava sendo coletado no vaso FSTK 1-2, porque a válvula V-3 também foi aberta.

Pouco antes das 14h00min, os operadores concluíram a verificação de vazamentos dos vasos FSTK 6-1 e 6-2, e abriram as válvulas V-4, V-5 e V-11 para drenar a água desses vasos em um tambor de 55 galões (208 litros). Um dos operadores permaneceu perto do tambor (como era a prática geral, durante a verificação de vazamento) especificamente para monitorar a situação para quaisquer condições não usuais. Como a válvula V-3 já estava aberta, e o padrão de fluxo a partir dos três vasos foi de tal forma que todo o líquido no recipiente FSTK 02/01 fluiria para o primeiro tambor, a solução de nitrato de urânio precedeu a água. Em aproximadamente 14h05min, o operador olhou para o tambor e notou fumaça marrom amarelada saindo do líquido. Ele afastou-se do tambor e em poucos segundos, viu uma luz azul indicando que havia ocorrido uma excursão. Quase imediatamente depois, o alarme de criticalidade soou, e o edifício foi evacuado. Além disso, o fluxo de água aumentou a reatividade não compensada por cerca de 11 minutos, depois diminuiu. A solução se tornou subcrítica após cerca de 20 minutos.

No momento que o sistema tornou-se crítico, estima-se que o volume da solução tenha sido de aproximadamente 56 litros em um cilindro de 234,5 mm de altura e 552 mm de diâmetro. A massa de  $^{235}\text{U}$  no momento foi de 2,1 kg, com 0,4 kg, sendo adicionados mais tarde, quando a água foi diluindo ainda mais o sistema.

Durante a excursão, um instrumento de detecção de radiação (câmara de ionização de boro, amplificador e gravador) que operava a aproximadamente 430 m do local do acidente foi conduzido fora da escala da intensidade de radiação. O traço deste detector também mostra que cerca de 15 segundos após a excursão inicial foi novamente conduzido para fora da escala. Durante os próximos 2,6 minutos, o traço oscilou um número indeterminado de vezes. É possível que as oscilações foram diminuindo em amplitude, embora não possa ser confirmada através do exame de rastreamento. Isto foi seguido por 18 minutos de uma rampa em ligeira queda, de cerca de cinco vezes acima da radiação de fundo. A história da excursão pôde ser reconstruída apenas qualitativamente. A fonte mais provável de inicialização de nêutrons foi reação ( $\alpha$ , n) com o oxigênio na água. Assim, é possível que a reatividade do sistema tenha ligeiramente ultrapassado a pronta criticalidade antes da primeira excursão. A taxa de inserção de reatividade foi estimada em cerca de 17  $\text{\$/s}$  no momento da excursão. O tamanho do primeiro pico deve ter sido determinado pela reatividade alcançada quando a reação em cadeia foi iniciada. Embora não haja nenhuma maneira de se ter certeza, uma estimativa razoável é de que o primeiro pico contribuiu com cerca de  $6 \times 10^{16}$  fissões da produção total de  $1,3 \times 10^{18}$  fissões.

A segunda excursão, ou pico, ocorreu em 15 segundos, um tempo bastante razoável para o gás radiolítico existente formar bolhas e ter deixado o sistema. As excursões para os próximos 2,6 minutos parecem não terem sido superiores a cerca de 1,7 vezes a potência média.

O registro sugere que a maioria das fissões ocorreu nos primeiros 2,8 minutos, caso em que a potência média necessária para dar conta da produção observada foi de cerca de 220 kW. Depois disso, o sistema provavelmente começou a ferver, causando uma queda brusca na densidade e reatividade e reduzindo a potência a um valor baixo no final de 18 minutos.

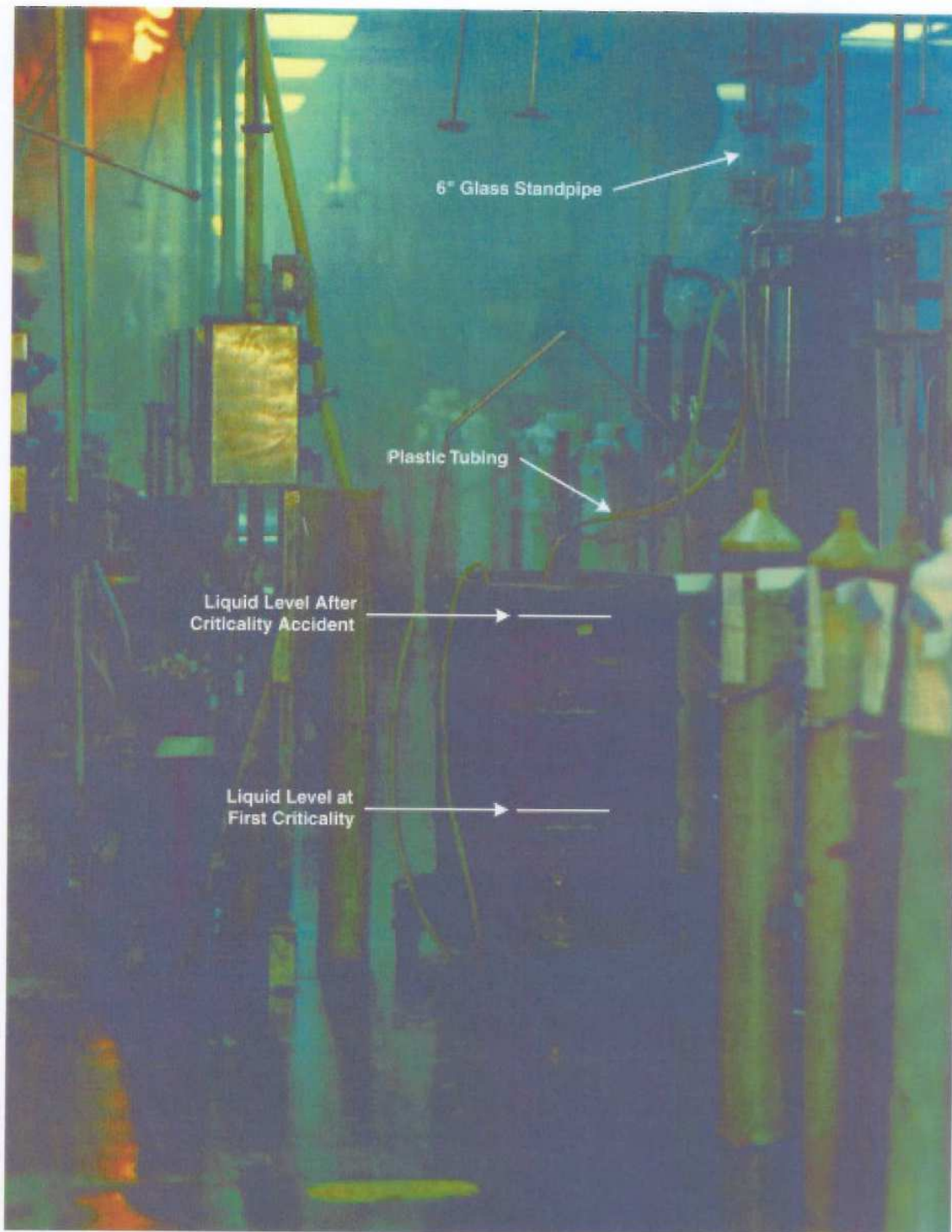
Figura 14 é uma fotografia tirada do cilindro de 55 galões logo após o acidente. Não houve contaminação ou dano associado aos equipamentos. Oito pessoas receberam doses de radiação significativa (461, 428, 413, 341, 298, 86,5, 86,5 e 28,8 rem). Pelo menos uma pessoa deve sua vida ao fato de que os planos de evacuação foram prontamente seguidos.

Uma pessoa sobreviveu 14,5 anos, um 17,5 anos, o status de uma é desconhecido, e cinco estavam vivos 29 anos após o acidente.

Logo após o acidente, uma experiência crítica foi realizada no Laboratório Nacional Oak Ridge (ORNL), que simulou as condições de acidente. Isto foi feito para fornecer informações sobre a exposição à radiação provável recebida pelas pessoas envolvidas no acidente.

A planta retornou a operação ao final de três dias.





**Figura 14** - Tambor no qual ocorreu o acidente de criticalidade de processo na Planta Y-12 em 1958.

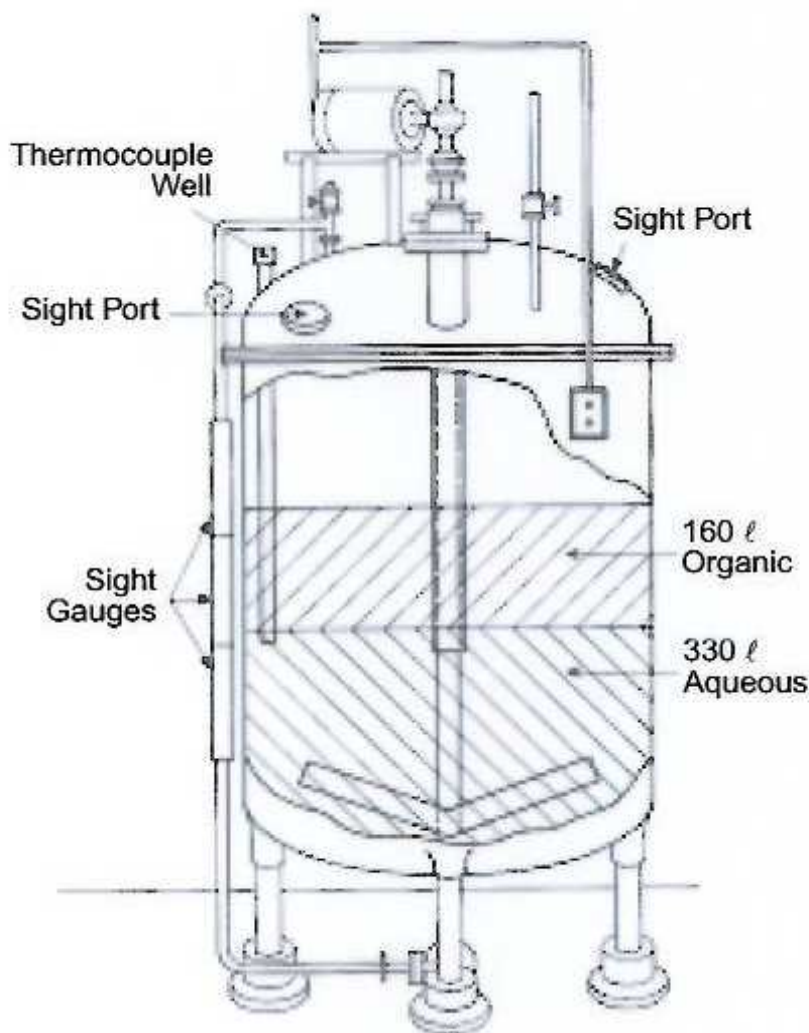
8) 30 de dezembro de 1958 – Los Alamos Scientific Laboratory

As operações realizadas na unidade onde ocorreu o acidente foram etapas químicas utilizadas para purificar e concentrar pequenas quantidades de plutônio resultantes de processos de reconversão. Soluções típicas e esperadas continham menos que 0,1 gPu/l, e vestígios de amerício. Um inventário físico anual estava em andamento no momento do acidente, assim, o fluxo normal do processo na área foi interrompido para que os materiais residuais em todos os vasos de processo pudessem ser avaliados segundo o teor de plutônio. Este acidente ocorreu às 16h35min perto do final do último dia útil antes do feriado do Ano Novo.

Uma reconstrução dos eventos significativos indicou que os inesperados sólidos ricos em plutônio, que deveriam ter sido tratados separadamente, foram lavados em dois vasos dentro de um vaso grande que continha soluções aquosas diluídas e orgânicas. Após a maior parte de a solução aquosa ser removida deste vaso, o restante cerca de 200 litros de material, incluindo lavagem de ácido nítrico, foi transferido para o tanque de aço inoxidável de 1000 litros e 1000 mm de diâmetro no qual ocorreu o acidente. O tanque continha cerca de 295 litros de uma emulsão de solvente orgânico e água estabilizada em meio básico, e acredita-se que o ácido adicionado tenha separado as fases líquidas.

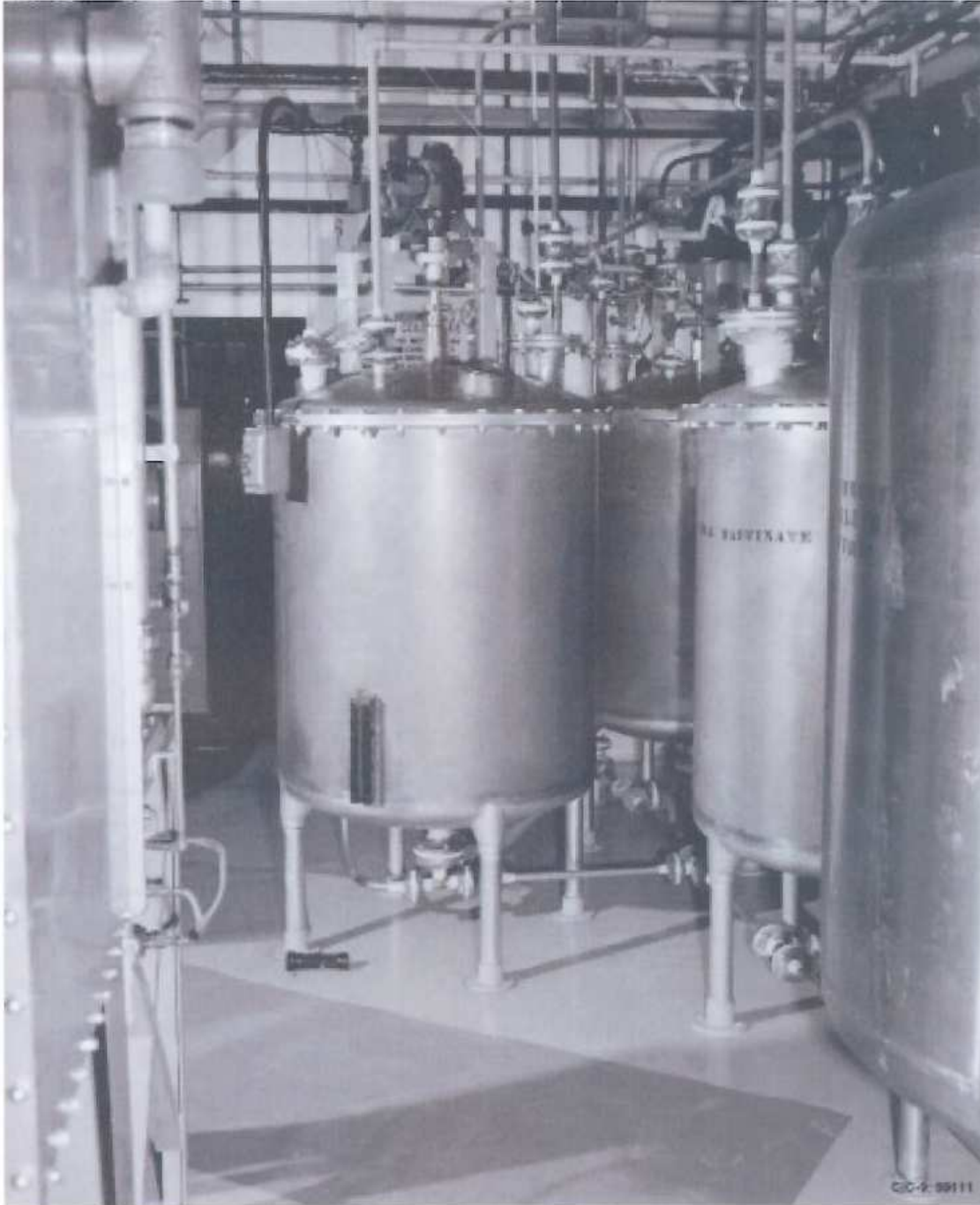
Estima-se que a camada aquosa (330 litros) continha 60 gramas de plutônio e, a camada orgânica (160 litros), continha 3,1 kg de plutônio (Figura 15). Uma fotografia do tanque é mostrada na Figura 16. As análises indicam que essa camada de 203 mm de espessura foi talvez de 5\$ abaixo da criticalidade atrasada e que a espessura crítica foi 210 mm. Quando o agitador foi ligado, a ação inicial forçou a solução até a parede do tanque, deslocando a parte externa da camada superior e o espessamento da região central. O movimento mudou a reatividade do sistema de cerca de 5\$ de subcrítica para superpronto crítico, e uma excursão ocorreu. Nenhum dos medidores sensíveis a gama ao alcance do acidente mostrou um registro definitivo, eles sugerem, no entanto, que houve um único pico. O rendimento da excursão foi de  $1,5 \times 10^{17}$  fissões.

Baseado em experimentos pós-excursão em um vaso de geometria semelhante, não houve atraso aparente entre o início e a velocidade máxima do agitador (60 rotações por minuto). Depois de 1 segundo (1 volta), houve movimento ou perturbação visível na superfície, e em 2 ou 3 segundos, o sistema estava em agitação violenta. A partir dessas observações pode-se concluir que o sistema poderia ter se tornado crítico em cerca de 1 segundo, enquanto a geração de bolhas deve ter sido o mecanismo de feedback dominante para encerrar o primeiro pico, o sistema foi definitivamente impulsionado para subcrítico pela mistura das camadas. O teor médio de plutônio na solução mista foi de 6,8 g/l, um valor menor do que a concentração crítica limite para um sistema homogêneo infinito de água-metal.



**Figura 15** – Configuração das soluções (aquosa e orgânica) no vaso antes do acidente.

A partir desses intervalos de tempo e da estimativa de que inicialmente o sistema era de 5\$ subcrítico, a taxa de inserção de reatividade teria sido de cerca de 5\$/s. Usando coeficientes adequados para a solução, esta taxa de inserção leva a um rendimento do pico de  $2,2 \times 10^{17}$  fissões com pico concluído em 1,65 segundo, ou seja, 0,45 segundos depois da pronta criticalidade ser alcançada. Para obter o rendimento observado ( $1,5 \times 10^{17}$  fissões) em um único pico, a taxa de inserção de reatividade teria que ser reduzida para cerca de 2\$/s. Porque esta é incompatível com o tempo envolvido (cerca de 3 segundos antes de a mistura completa), a única alternativa é supor que a taxa foi um pouco inferior a 5\$/s e que a excursão foi terminada em cerca de 3 segundos da ação de agitação. Pode-se supor que a ação inicial tenha sido o espessamento da camada superior e o acréscimo de reflexão, ao mesmo tempo, pelo líquido aquoso. Isso foi seguido quase que imediatamente por uma distorção menos crítica, em forma de vórtice pela ação das pás do agitador e, em seguida, o seu encerramento definitivo, devido a uma concentração uniforme inferior a 7 g/l.



**Figura 16** – Vaso no qual ocorreu o acidente de criticalidade de processo em Los Alamos em 1958.

Toda a área de processo de plutônio foi revista pelo Laboratory's Nuclear Criticality Safety Committee cerca de um mês antes do acidente.

Planos foram feitos para substituir os vasos de processo de grande volume por um banco com geometria mais favorável e diâmetro limitado das tubulações (6 polegadas de diâmetro por 10 m de comprimento cada um). Os controles administrativos que tinham sido usados com sucesso há mais

de 7 anos foram considerados aceitáveis para os outros 6 a 8 meses que seriam necessários para obter e instalar o equipamento melhorado.

Após o acidente, a aquisição de equipamentos de geometria favorável foi acelerada e a instalação foi concluída antes de reiniciar as operações. A paralisação foi de cerca de seis semanas. Para proporcionar maior segurança, algumas melhorias das técnicas de amostragem de sólidos foram implementadas e a importância da aderência aos controles processuais foi enfatizada.

O acidente resultou na morte, 36 horas depois, do operador que estava olhando para o vaso de vidro quando o motor foi ligado. A dose em seu tronco foi estimada em  $12.000 \pm 50\%$  rem. Duas outras pessoas, aparentemente, não sofreram nenhum efeito após terem recebido doses de radiação de 134 e 53 rem. Nenhum equipamento foi contaminado ou danificado, embora o choque associado com a geração de bolhas fora do eixo deslocou o tanque cerca de 10 mm de seus suportes.



9) 24 de julho de 1964, United Nuclear Fuels Recovery Plant

Este acidente ocorreu em uma fábrica de processamento químico em Wood River Junction, Rhode Island, que foi projetada para recuperar urânio altamente enriquecido a partir de fragmentos de material de sobra da produção de elementos combustíveis. A fábrica funcionava em três turnos de 8 horas, cinco dias por semana. Os fragmentos de material foram enviados para a planta como solução de nitrato de urânio em tambores de 55 galões (208 litros), em concentrações que variam de 1 a 5 g/l de urânio. O nitrato de urânio foi então purificado e concentrado por solventes de extração utilizando tributil fosfato misturado com querosene como a lavagem orgânica.

Após a quantidade final de ácido, a solução de nitrato de urânio purificado borbulhou através de uma coluna que contém uma carga fixada de 4 a 6 litros de tricloroetano (TCE). O TCE eliminou qualquer material orgânico que permaneceu na solução. O projeto da planta original foi baseado em uma vida prevista de 6 meses a 1 ano, para uma única carga de TCE.

As dificuldades típicas que devem ser esperadas com uma nova operação (a fábrica tinha começado as operações em 16 de março de 1964) são uma maior quantidade de extravasamento orgânico e uma maior retenção de urânio reduzindo a vida útil do TCE de cerca de uma semana. No início de abril, portanto, foi desenvolvido um procedimento para remover o urânio do TCE antes de descartá-lo. A concentração muito baixa de urânio na solução (400 a 800 ppm) foi recuperada através de lavagem do TCE com a solução de carbonato de sódio. Originalmente, a operação foi realizada manualmente, agitando ou balançando a solução em frascos de 11 litros e 5 polegadas (127 mm) de diâmetro. Este processo, um pouco trabalhoso, foi usado até 16 de julho. Nesta data, devido a um acúmulo de uma quantidade excepcionalmente grande de TCE contaminado, o operador teve a permissão do seu supervisor para usar um vaso com a composição de carbonato de sódio para realizar esse processo, desde que o teor de urânio não excedesse 800 ppm. O vaso tinha 18 polegadas (457 mm) de diâmetro e 26,375 polegadas (670 mm) de profundidade e estava localizado no terceiro nível de uma torre com colunas de extração com solvente. Este novo procedimento foi comunicado a um outro operador em uma planilha diferente.

Entre 16 e 24 de julho, esses dois operadores lavaram de 10 a 12 frascos cada um utilizando o vaso com a composição de carbonato. Notou-se que o tratamento do TCE, por qualquer método não fazia parte da licença de instalação e, portanto, não foi aprovado pela entidade reguladora.

No dia antes do acidente, um evaporador não funcionou adequadamente, tornando-se necessário desmontá-lo para a limpeza. Durante a limpeza, um plugue de cristais de nitrato de urânio foi encontrado em uma linha de conexão. Os cristais foram dissolvidos com vapor, e a solução concentrada resultante (256 gU/l) foi drenada em garrafas de polietileno idênticas às que normalmente guardam concentrações muito baixas da solução TCE. Todos os frascos contendo solução de alta concentração foram rotulados como tal.

Na sexta, 24 de julho, aproximadamente às 18h00min o operador designado para trabalhar nas colunas de extração de solventes perguntou ao seu supervisor se era necessário lavar alguns dos TCE contaminados. Uma vez que o TCE contaminado foi utilizado para a lavagem de uma coluna de processo, foi-lhe dito que lavar o TCE não era necessário. No entanto, o operador prosseguiu instalando um frasco de TCE com a intenção de lavá-lo, talvez só para obter um frasco vazio.

Infelizmente, o operador confundiu um dos frascos contendo solução de alta concentração com uma contendo TCE. O frasco foi transportado para a escadaria que leva, de carrinho, até o terceiro andar do vaso de composição de carbonato, e depois levado à mão o resto do caminho. O rótulo do frasco, que caracterizava corretamente o conteúdo como solução de alta concentração, foi encontrado após o acidente no chão perto do carrinho.

Depois de chegar ao terceiro andar, o operador derramou o conteúdo do frasco no vaso de composição que já continha 41 litros de solução de carbonato de sódio que estava sendo agitada por um agitador. O estado crítico foi alcançado quando quase todo o urânio tinha sido transferido. A excursão ( $1,0$  a  $1,1 \times 10^{17}$  fissões) criou um flash de luz, espirrando cerca de 20% da solução para fora do vaso e no teto, paredes e operador. O operador que caiu no chão, recuperou o equilíbrio e correu da área para a construção que servia de emergência à aproximadamente 180 m de distância.

Uma hora e meia após a excursão, o superintendente da instalação e o supervisor do turno entraram no edifício com a intenção de drenar o vaso. Quando chegaram ao terceiro andar, o superintendente entrou na sala e se aproximou do vaso com o reagente de carbonato enquanto o supervisor ficou atrás da porta. O superintendente removeu o frasco de 11 litros (que ainda estava no vaso) e desligou o agitador. Ele então saiu da sala, passando o supervisor e antes dele descer as escadas. É desconhecida para qualquer pessoa na época (o alarme ainda estava soando a partir da primeira excursão), a mudança na geometria, criada pelo agitador que induziu a um vórtice, o que aparentemente adicionou reatividade suficiente para criar uma segunda excursão, ou, eventualmente, uma série de pequenas excursões. O rendimento estimado da segunda excursão foi de  $2$  a  $3 \times 10^{16}$  fissões e nenhuma solução complementar foi ejetada do vaso.

Os dois homens continuaram descendo até o primeiro e segundo andares e começaram a drenar o tanque através de válvulas de controle remoto. Quando a linha de dreno ficou obstruída com o precipitado, o superintendente voltou para o vaso, reiniciou o agitador, e depois voltou para o supervisor que estava drenando a solução para os frascos de 4 litros, no primeiro andar.

O supervisor recebeu aproximadamente 100 rad, enquanto o superintendente recebeu aproximadamente 60 rad.

Ambas as doses eram muito maiores do que o esperado e eram incompatíveis com as ações relatadas. Somente após a análise significativa percebeu-se que os dois tinham sido expostos a uma segunda excursão, o que provavelmente ocorreu quando o superintendente passou pelo supervisor na descida da escada.

A dose de radiação para o operador como resultado da excursão inicial foi estimada em cerca de 10.000 rad. Ele morreu 49 horas depois. Outras pessoas na fábrica receberam doses muito menores. A investigação determinou que existiam 2.820 g de urânio em 51 litros de solução no vaso de composição no momento da primeira excursão. O sistema não sofreu nenhum dano físico, embora a limpeza da solução ejetada tenha sido necessária. A liberação total de energia foi equivalente a  $1,30 \pm 0,25 \times 10^{17}$  fissões.

10) 14 de julho de 1961, Siberian Chemical Combine

Este acidente ocorreu em uma instalação de enriquecimento de urânio por difusão gasosa. O processo de enriquecimento era contínuo, ou seja, operação de 24 horas. O produto final foi hexafluoreto de urânio ( $\text{UF}_6$ ) enriquecido a vários níveis dependendo do combustível final para reator a ser produzido.

A sublimação inicial do  $\text{UF}_6$ , introdução na cascata, purificação intermediária e sua dessublimação final para a fase sólida (em cilindros) foi conduzida em estágios dessublimação/sublimação (DSS). O DSS-6 (Figura 17), ocupava uma grande sala (7,2 por 18 m) e era um estágio intermediário de purificação (o enriquecimento era de 22,6% em peso para esse ponto da cascata). Esse estágio foi usado para remover contaminantes como ar e excesso de HF do  $\text{UF}_6$ . Esse processo foi realizado seguindo:

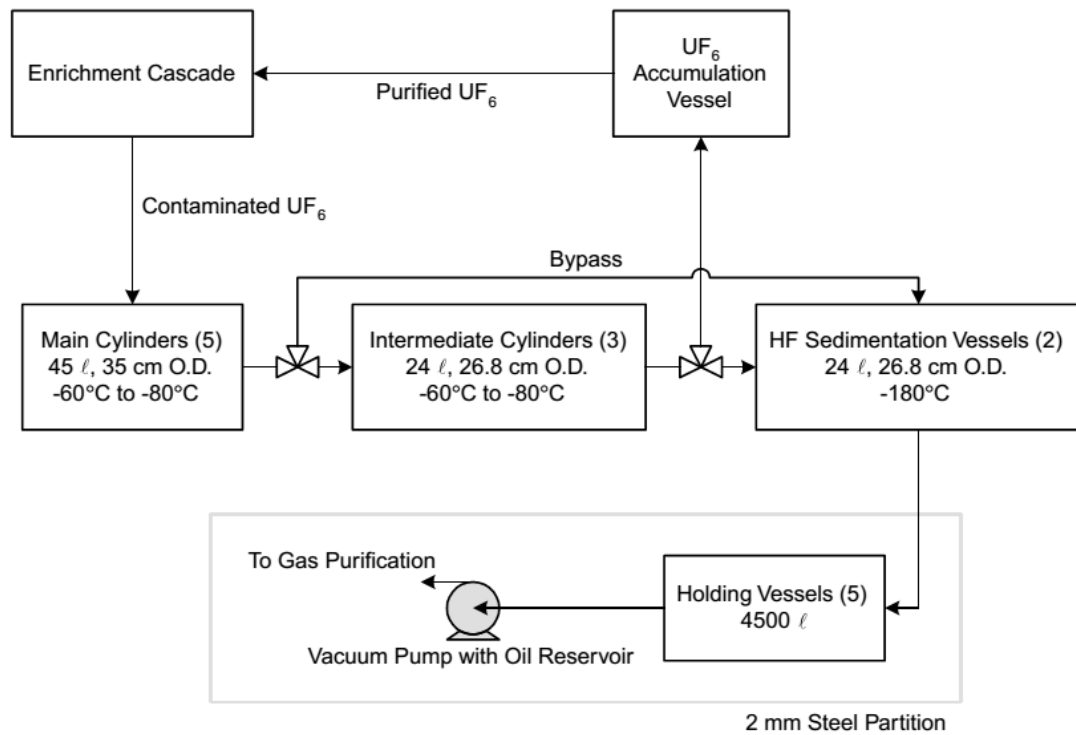
1. Continuamente desviar uma porção de  $\text{UF}_6$  da cascata para a DSS-6;
2. Dessublimação do  $\text{UF}_6$  para temperaturas entre  $-60^\circ\text{C}$  e  $-80^\circ\text{C}$  em 5 cilindros principais e em 3 cilindros intermediários;
3. Condensação do excesso de HF para uma temperatura de cerca de  $-180^\circ\text{C}$  em 2 vasos de sedimentação;
4. Retirada das impurezas, seguida da
5. Sublimação e reintrodução do  $\text{UF}_6$  na cascata de difusão.

Durante as operações normais, a maior parte do  $\text{UF}_6$  foi dessublimada nos cilindros principais e intermediários. O HF, contendo apenas traços de  $\text{UF}_6$ , foi coletado em 2 vasos de sedimentação de HF. O ar e outras impurezas não-condensáveis foram coletados em 5 vasos de retenção localizados em um banco abaixo do vaso de sedimentação, com capacidade de cerca de 4,5 litros. O conteúdo desses vasos de retenção foram então transferidos para o equipamento de purificação de gás pela ação da bomba de vácuo (Figura 18) que utiliza óleo como fluido de trabalho.

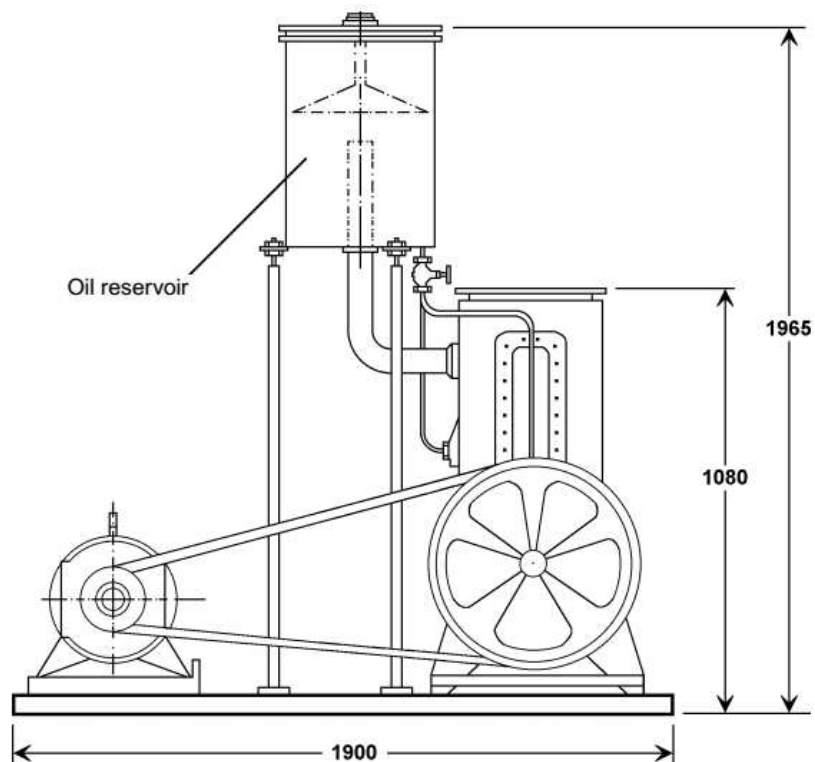
Cerca de uma vez a cada 15 dias, foi necessário trocar o óleo porque o acúmulo de  $\text{UF}_6$  causou um aumento da densidade (de 0,9 para 0,92, com uma concentração de aproximadamente 20 gU/l) reduzindo a eficiência da bomba. Apesar de se ter um grande significado em segurança quanto à criticalidade, essa operação foi motivada, apenas, por condições operacionais.

Ambos os cilindros, principais e intermediários, foram resfriados com nitrogênio líquido fluindo através de uma serpentina que envolvia os cilindros. Quando se obteve um suprimento adequado de nitrogênio líquido, seu fluxo foi acionado automaticamente por um sinal de transdutores térmicos (termômetros de resistência). No entanto, quando houve queda no fornecimento de nitrogênio, o nitrogênio líquido foi alimentado manualmente a partir de vasos portáteis. O ciclo de sublimação (aquecimento) foi ativado automaticamente por um sensor de pressão no recipiente de acúmulo de  $\text{UF}_6$ .





**Figura 17** – Arranjo da DSS-6.



**Figura 18** – Diagrama da bomba de vácuo mostrando o reservatório de óleo (dimensões em mm).

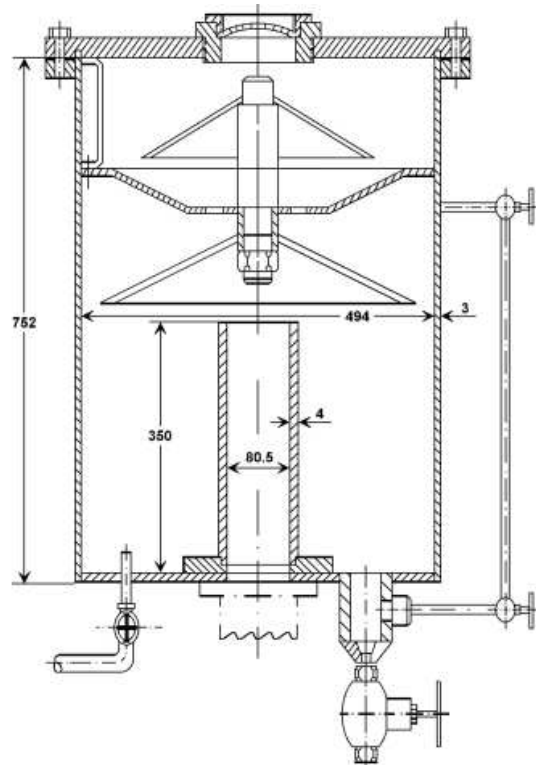
Em 1 de Julho de 1961, uma quebra de equipamento na unidade de produção de nitrogênio líquido diminuiu sua produção em 50%, reduzindo o suprimento disponível para a instalação de enriquecimento. No dia seguinte, os procedimentos operacionais foram alterados exigindo que os cinco cilindros principais fossem carregados com nitrogênio líquido manualmente. Além disso, e em violação aos procedimentos, a refrigeração dos 3 cilindros intermediários foi interrompida totalmente. Estes eventos e ações resultaram em um grande aumento na taxa e quantidade de  $UF_6$  passando através dos vasos de retenção e acumulando no óleo da bomba de vácuo.

Em 10 de julho, um vazamento de ar do regulador na cascata de enriquecimento resultou na necessidade de desviar uma fração maior do que o normal do fluxo de  $UF_6$  para DSS-6 para purificação. Em 14 de Julho, às 04:45, um alarme de alta radiação soou na sala que abrigava o equipamento principal da DSS-6. Desconhecido para qualquer um na época, esta ativação do alarme foi o resultado da primeira excursão de criticalidade ocorrendo no reservatório de óleo da bomba de vácuo. Por procedimento, o operador encerrou as suas operações e chamou o oficial de controle de radiação no comando para determinar a causa do alarme. O oficial de controle de radiação determinou que a taxa média de exposição na sala foi  $\sim 9$  mR/h. Embora o mecanismo tivesse um sistema de alarme de criticalidade com o ponto de detecção fixado em 7 mR/h, ele não foi ativado como o resultado desta excursão muito pequena.

O oficial de controle de radiação pesquisou todos os equipamentos na sala, mas foi incapaz de localizar a fonte de radiação. Os recipientes de retenção e a bomba de vácuo não foram pesquisados, uma vez que estavam em uma sala ao lado e não eram suspeitos de ter quantidade de urânio considerável. O oficial de controle de radiação observou que a taxa de exposição foi diminuindo rapidamente durante a sua pesquisa, caindo para  $\sim 0,7$  mR/h depois de apenas 10 a 15 minutos. Ele, então, autorizou a retomada das operações.

Às 07:30, o operador ligou a bomba de vácuo a partir do painel de controle central para evacuar os vasos de retenção. Quando ele se aproximou do equipamento ( $\sim 0,5$  m), para abrir uma válvula entre a bomba e os vasos de retenção o alarme de criticalidade soou. O operador informou ter visto um flash de luz naquele instante. Ele não abriu a válvula, mas desligou a bomba e imediatamente correu para o telefone (cerca de 200 m de distância) para informar um supervisor do acidente. Alarmes soaram simultaneamente em três edifícios adjacentes a distâncias 160 a 320 m da DSS-6. O oficial de controle de radiação chegou e observou que a taxa de exposição de radiação gama foi cerca de 0,7 mR/h a 100 m, e aumentou de forma constante a cerca de 36 mR/h no edifício adjacente ao que abriga DSS-6. O operador foi enviado para o hospital.

A investigação do acidente determinou que as excursões haviam ocorrido no reservatório de óleo da bomba de vácuo (Figura 19). A taxa de exposição gama foi medida diariamente no ponto médio do reservatório de óleo, durante cinco dias, utilizando um instrumento de PMR-1. Um total de 42,95 litros de óleo foram drenados em frascos de 5 litros em 18 e 19 de Julho. A análise do óleo, utilizando o método luminescente indicou uma concentração de urânio de 173 g/l com uma incerteza de  $\pm 30\%$  a 40% (o método luminescente envolveu a introdução de um agente líquido luminescente dentro da solução e estimando-se a concentração a partir da intensidade da luz emitida). O enriquecimento de urânio era uniformemente 22,6% em peso.



**Figura 19** – Reservatório de óleo (dimensões em mm).

A evolução temporal das excursões tinha várias características incomuns. O  $\text{UF}_6$  vinha acumulando a uma velocidade normal até quatro dias antes do acidente, quando um grande aumento ocorreu. Não houve atraso no início da reação em cadeia, devido à taxa de reatividade de inserção muito lenta e a fonte de nêutrons relativamente grande ( $\sim 1,3 \times 10^4$  n/s de reação  $\alpha, n$ ). Consequentemente, a primeira excursão em 14 de Julho (4:45) foi muito pequena e, provavelmente, não ultrapassou  $2 \times 10^{14}$  fissões. Após esta excursão terminada, o óleo no reservatório provavelmente permaneceu apenas ligeiramente subcrítico. Deve ser enfatizado que a concentração, volume de solução, e o material de configuração no momento desta excursão não são bem conhecidos. Além disso, não se sabe se a bomba de vácuo foi operada durante esta primeira excursão.

Quando a bomba foi ligada às 07:30, o óleo nas cavidades da bomba foi forçado para dentro do tubo central do reservatório de óleo. Esta injeção súbita de óleo contendo urânio conduziu para uma segunda excursão muito maior que a primeira. A paralisação desta excursão foi devido a uma combinação da elevação de temperatura e a geração de gás radiolítico, o que causou a expulsão de óleo a partir deste tubo central de volta para dentro das cavidades da bomba e o equipamento de purificação de gás. Tal como aconteceu com a primeira excursão, a configuração exata, a concentração, e a quantidade de óleo injetado para o tubo central do reservatório de óleo da bomba não são bem conhecidos. O número total de fissão para ambas as excursões foi estimado pela análise dos produtos de fissão ser de cerca de  $1,2 \times 10^{15}$ .

A partir de 1º de julho até o acidente, as seguintes violações processuais ocorreram:

1. A gravação da temperatura de instrumentos dos cilindros principais foi desligada.
2. Os cilindros principais foram resfriados manualmente derramando o nitrogênio líquido diretamente sobre a serpentina de ferro e não através da bobina como o procedimento exigia. Isto resultou em gradientes de temperatura significativos dentro dos cilindros principais e, como consequência, a enganosa leitura de baixa temperatura, porque o termômetro foi colocado ao lado do ponto de fluidez do nitrogênio líquido.
3. O resfriamento dos cilindros intermediários já não estava sendo realizado.

A dose para o operador foi estimada em cerca de 200 rad, e apenas apresentou os sintomas leves de doença da radiação. Ninguém mais recebeu doses mensuráveis, e não houve danos ao equipamento nem contaminação como resultado do acidente.

## X. Referências

- /1/ - Knief, Ronald Allen, *Nuclear Criticality Safety – Theory and Practice*, American Nuclear Society, 1944.
- /2/ - Thomas, W. et al, *Handbook on Criticality – Vols. I, II and III*, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) MBH, 1979.
- /3/ - DOE 5480.24, *Nuclear Criticality Safety*.
- /4/ - DOE-STD-3007-93, *Guidelines for Preparing Criticality Safety Evaluations at Department of Energy Non-Reactor Nuclear Facilities*.
- /5/ - DOE-STD-1134-99, *Review Guide for Criticality Safety Evaluations*.
- /6/ - ANSI/ANS-1-1987; R1992: *Safety Guide for the Performance of Critical Experiments*.
- /7/ - ANSI/ANS-1-2000: *Conduct of Critical Experiments*.
- /8/ - ANSI/ANS-8.1-1983; R1988: *Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside*.
- /9/ - ANSI/ANS-8.1-1998: *Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors*.
- /10/ - ANSI/ANS-8.5-1986: *Use of Borosilicate-Glass Raschig Rings as a Neutron Absorber in Solutions of Fissile*.
- /11/ - ANSI/ANS-8.7-1975; R1982; R1987: *Guide for Nuclear Criticality Safety in the Storage of Fissile Materials*.
- /12/ - ANSI/ANS-8.14-2004: *Use of Soluble Neutron Absorbers in Nuclear Facilities Outside Reactors*.
- /13/ - ANSI/ANS-8.17-1984; R1997: *Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors*.
- /14/ - ANSI/ANS-8.19-1984; R1989: *Administrative Practices for Nuclear Criticality Safety*.
- /15/ - ANSI/ANS-8.20-1991; R1999: *Nuclear Criticality Safety Training*.
- /16/ - ANSI/ANS-8.21-1995; R2001: *Use of Fixed Neutron Absorbers in Nuclear Facilities Outside Reactors*.
- /17/ - ANSI/ANS-8.22-1997: *Nuclear Criticality Safety Based on Limiting and Controlling Moderators*.
- /18/ - NE - 1.02: *Cr terios Gerais de Projeto para Usinas de Reprocessamento de Combust veis*.

- /19/ - NE - 1.04: *Licenciamento de Instalações Nucleares*.
- /20/ - NE - 1.08: *Modelo Padrão para Relatório de Análise de Segurança de Usinas de Reprocessamento de Combustíveis Nucleares*.
- /21/ - NE - 1.09: *Modelo Padrão para Relatório de Análise de Segurança de Fábricas de Elementos Combustíveis*.
- /22/ - *Nuclear Criticality Safety Handbook*, JAERI-Review 95-013, September 1995.
- /23/ - Horwedel, J.E.; Bowman, S.M., *SCALE4.4a: Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*, Oak Ridge National Laboratory, March 2000.
- /24/ - ANSI/ANS-8.3-1997; R2003: *Criticality Accident Alarm System*
- /24/ - Word Nuclear News (WNN), Nuclear Event Reports.
- /25/ - IEAE – Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS).
- /26/ - *A Review of Criticality Accidents – 2000 Revision*, LA – 13638, Los Alamos National Laboratory, May 2000.